



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

# Anlageninterne Maßnahmen bei schweren Störfällen in Kernkraftwerken

13. GRS-Fachgespräch  
München  
25.–26. Oktober 1989

---

GRS-76



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

# Anlageninterne Maßnahmen bei schweren Störfällen in Kernkraftwerken

13. GRS-Fachgespräch  
München  
25.–26. Oktober 1989

---

GRS-76 (Juni 1990)  
ISBN 3-923875-26-6



# Inhaltsverzeichnis

Eröffnung (C. Stroetmann) . . . . .	1
Perspektiven der deutschen Raumfahrt (W. Wild) . . . . .	9
Auslegungsüberschreitende Störfälle und Reaktorsicherheit (A. Birkhofer) . . . . .	22
Thermohydraulische Prozesse im Kühlkreislauf bei schweren Störfällen (K. Trambauer, E. Hicken, K. Wolfert) . . . . .	27
Maßnahmen zur Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters (J. Rohde, M. Tiltmann, B. Schwinges) . . . . .	38
Das Potential von Expertensystemen in Notfallsituationen (L. Felkel, B. Pütter) . .	59
Training and Training Simulators for Emergency Situations in France (G. Petit) . .	75
Systemtechnische und analytische Neuentwicklungen zur Simulation auslegungs- überschreitender Störfälle (W. Frisch, D. Beraha) . . . . .	83
Teilnehmerverzeichnis . . . . .	99



## Eröffnung

**Clemens Stroetmann, Staatssekretär beim Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bonn**

Das Thema des diesjährigen GRS-Fachgesprächs: „Anlageninterne Maßnahmen bei schweren Störfällen in Kernkraftwerken“, markiert den Eintritt in eine neue, zusätzliche Komponente der Vorsorge zum Schutz von Mensch und Umwelt.

Das in der Kerntechnik bewährte, in die Tiefe gestaffelte System von Sicherheits- und Vorsorgemaßnahmen wird mit den anlageninternen Maßnahmen systematisch um eine weitere Vorsorgeebene ausgeweitet, die sich dadurch erschließt, daß Fortschritte von Wissenschaft und Technik zu einem verbesserten Verständnis über Entstehung und Verlauf von Reaktorunfällen geführt haben. Es ist unsere gemeinsame Verantwortung, dieses Wissen voll und ganz in die Weiterentwicklung der Vorsorge einzubringen.

Dies bedeutet, Maßnahmen zu entwickeln und einzuführen, mit denen bei Eintritt eines nicht erwarteten Ereignisablaufs möglichst früh eingegriffen und der Ablauf mit einem möglichst geringen Schaden für Umgebung und Anlage unter Kontrolle gebracht werden kann.

Damit können Ereignisse, die bisher anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen erforderlich gemacht hätten, durch vorsorgendes Handeln bereits innerhalb der Anlage unter Kontrolle gebracht werden; daher die Bezeichnung „anlageninterner Notfallschutz“.

Wir leisten mit diesem Ansatz einen entscheidenden Schritt zu unserem eigentlichen Ziel, nämlich dem Ziel, wenn immer auch das Unerwartete in einem Kernkraftwerk eintreten mag, die Auswirkung eines solchen Unfalls auf die Anlage selbst zu beschränken. Dies ist in einem Feld von wohlverstandener Umweltschutz ein entscheidender Beitrag dafür, die Sicherheitskultur für die Industriegesellschaft tatsächlich und glaubhaft voranzubringen. Eine Sicherheitskultur also, die sich nicht nur mit Abfällen und mit den Produkten, sondern vornehmlich auch mit der Produktion, mit den Verfahrenstechniken und den Anlagen selber auseinanderzusetzen hat.

Anlageninterne Schutzmaßnahmen, dies ist eine Art von dynamischer Risikovorsorge, d.h. eine Selbstentwicklung zu mehr Sicherheit selbst dann, wenn wir der Überzeugung sind, daß eigentlich schon alles getan ist. Wir verlagern den Vorsorgebegriff im Hinblick auf das abstrakt hohe Risiko sehr weit nach vorne. Wir können diese Risikovorsorge aber nur betreiben, wenn wir den erreichten Sicherheitsstand immer wieder kritisch überprüfen, auf weitere Verbesserungen abklopfen und – wo notwendig – auch weiter verbessern. Wir wissen, daß wir Schwierigkeiten haben, einen so verstandenen dynamischen Sicherheitsbegriff in breiten Kreisen der Bevölkerung deutlich zu machen. Wir sind immer mit dem Dilemma konfrontiert, daß dann, wenn mehr Sicherheit verwirklicht wird, die Diskussion darüber entsteht, ob es vorher „unsicher“ war. Ich bin der Überzeugung, daß wir uns dieser Diskussion zu stellen haben. Wir haben letztendlich keine Alternative dazu, darauf aufmerksam zu machen, daß Sicherheit auch mit dem Maß fortschreitender Erkenntnis weiterwachsen kann.

Dieser weit gefaßte Vorsorgebegriff kann ohne die engagierte und verantwortungsbewußte Mitarbeit von Wissenschaft, Technik und Wirtschaft nicht wirksam werden. Die regelmäßigen Fachgespräche der GRS und die aktive Teilnahme von Experten aus allen wichtigen Bereichen sind wichtige Beiträge hierzu und ich freue mich daher, das diesjährige Fachgespräch eröffnen zu können.

Mein Dank und meine Anerkennung gelten zu allererst den Wissenschaftlern der Gesellschaft für Reaktorsicherheit, die die Ergebnisse ihrer Arbeiten vorstellen werden, gleichzeitig natürlich allen an den Erkenntnisfortschritten beteiligten Experten, Wissenschaftlern und Forschungseinrichtungen auch im Ausland, ohne deren Zusammenarbeit die Fortschritte nicht erreichbar gewesen wären.

Mit Untersuchungen zu schweren Störfällen und der Modellierung von schweren Reaktorunfällen wird in fachlich äußerst schwierige und politisch sehr sensitive Bereiche vorgestoßen. Dies verlangt nicht nur hohe fachliche Kompetenz, sondern auch Mut und Standfestigkeit. Die Fachleute der GRS haben diese Qualitäten in den zurückliegenden Jahren unter Beweis gestellt.

Dank und Anerkennung gebührt auch den beiden Beratungskommissionen des Bundesumweltministers: der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission, die unser Haus bei der sachgerechten Umsetzung der neuen Erkenntnisse zur Weiterentwicklung der Risikovorsorge kompetent und nachdrücklich unterstützt haben.

Ich möchte auch darauf hinweisen, daß ohne den Sachverstand der in Wirtschaft und Industrie Tätigen eine Weiterentwicklung in diesem Bereich nicht möglich ist. Dabei soll nicht verschwiegen werden, daß die Zusammenarbeit gerade in diesem Bereich nicht immer frei von Konflikten ist. Ich möchte auch nicht verschweigen, daß uns allen, wenn ich an einige Ereignisse der letzten Jahre denke, manchmal ein höheres Maß an Offenheit, Sensibilität und Transparenz geholfen hätte. Das mindert aber nicht den Wert der fachlichen Arbeit, die in diese Kooperation eingebracht wird.

Bei den Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes handelt es sich nicht um die nachträgliche Kompensation sicherheitstechnischer Defizite, die etwa bei früheren Genehmigungsentscheidungen für die Errichtung oder den Betrieb nicht erkannt worden sind.

Damit hier keine Unklarheiten entstehen: Wenn Defizite im Bereich der nach dem Atomgesetz erforderlichen Vorsorge gegen Schäden für Menschen in der Umgebung von Kernkraftwerken ermittelt werden, so müssen diese gemäß den Anforderungen des kerntechnischen Regelwerkes beseitigt werden. Anlageninterner Notfallschutz kann immer nur Anlagenzustände betreffen, die jenseits dieser erforderlichen sicherheitstechnischen Auslegung liegen, die also darüber hinausgehende Sicherheitsvorkehrungen darstellen. Solche Anlagenzustände können nur eintreten, wenn die mehr fach vorhandenen sicherheitstechnischen Einrichtungen versagen oder wenn äußerst unwahrscheinliche Ereigniskombinationen eintreten.

Mit diesen zusätzlichen Maßnahmen gehen wir deutlich über das Vorsorgeniveau hinaus, das in den 70er und zu Beginn der 80er Jahre von allen Regierungen in Bund und Ländern als ausreichend beurteilt worden ist.

Gegenwärtig sind in der Bundesrepublik Deutschland insgesamt 22 Kernkraftwerke in Betrieb. Die Errichtung dieser Kernkraftwerke wurde nach den Anforderungen des Atomgesetzes in den Jahren 1960 bis 1982 genehmigt. Die Genehmigungen beruhen auf dem bis heute erfolgreich praktizierten Sicherheitskonzept, dem Konzept der präventiven Sicherheit. Alle nicht ausschließbaren Störungen und Störfälle müssen zuverlässig beherrscht werden, so daß Anlagenzustände mit dem Potential größerer Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung zuverlässig beherrscht werden.

Damit war es für den Nachweis der erforderlichen Schadensvorsorge in Genehmigungsverfahren nicht erforderlich, darüber hinaus auch noch den Eintritt schwerer Anlagenschadens-

zustände zu unterstellen und zusätzliche Maßnahmen zur Schadenseindämmung zu verlangen. Auch im Lichte der 1979 veröffentlichten Ergebnisse der deutschen Risikostudie, Phase A, wurde das hohe Sicherheitsniveau nicht angezweifelt. Anlageninterne Notfall-schutzmaßnahmen wurden damals nicht gefordert und brauchten nicht nachgewiesen zu werden.

Ich führe dies so ausführlich aus, weil auch daraus deutlich wird, daß wir dem Zuwachs an wissenschaftlicher Erkenntnis, dem Zuwachs an möglichen Maßnahmen nicht ausweichen können und nicht ausweichen wollen und daß dies einfließen muß in eine Sicherheit, die ständig auf dem Prüfstand steht und weiterverbessert werden kann. Ich sage das in Hinblick auf die Tatsache, daß zwischen 1960 und 1982 die Kernkraftwerke genehmigt und in Betrieb genommen worden sind, die heute einen Großteil der Energieversorgung unseres Landes sicherstellen. Eigenartigerweise fordern heute diejenigen, die diese Genehmigungen politisch zu verantworten haben, den Ausstieg aus dieser Energiequelle. Gefordert wird der Ausstieg aus einer Energiequelle, die sowohl unter umweltpolitischen wie auch versorgungswirtschaftlichen Gesichtspunkten ein möglicher Lösungsbeitrag zu den vor uns liegenden Zukunftsaufgaben ist.

Wir führen die Diskussion um die Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland vor teilweise schwierigen, schwierig rational nachvollziehbaren Argumenten. Ich habe bisweilen den Eindruck, daß – wie selten in einer Diskussion – diese Diskussion innerhalb der Grenzen dieses Landes geführt wird. Gleichwohl wird sie von einem geistigen Anspruch aus betrieben, der den Bürgern suggeriert, man könnte es innerhalb der Grenzen der Bundesrepublik zu einem positiven Ende führen, ohne daß man den Blick über diese Grenzen hinaus wirft. Entgegen anderslautenden Gerüchten sei gesagt, daß wir die Welt nicht durch das alleinige Handeln der Bundesrepublik Deutschland retten können. Wir werden dies nicht schaffen, wir werden dies im Hinblick auf über 400 Kernkraftwerke weltweit nicht schaffen können.

Wir werden in den nächsten Jahren die Fragestellung aufgreifen müssen, wie es im Jahre 2000 auf diesem Globus aussehen wird mit 6 Mrd. Menschen und dem Anspruch dieser Menschen auf ein Minimum an Sicherstellung an Energie, das zum Leben notwendig ist. Wir werden uns als eines der reichsten Länder und als eines der Länder, die Energie vergleichsweise im Überfluß haben, nicht nur fragen lassen müssen, welchen Beitrag wir zu leisten gedenken, um diese Situation zu bewältigen, wir werden selbst einen Beitrag leisten müssen. Ich kann mir schwer vorstellen, daß bei diesen Überlegungen die Kernenergie völlig außerhalb der Diskussionen bleiben kann.

Ich füge eine zweite Dimension hinzu: Die Risikostudie A und auch die Risikostudie B sind Ausweis für die außerordentlich hohe Sicherheitsphilosophie, die die Deutschen im Umgang mit der friedlichen Nutzung der Kernenergie einsetzen. Ich halte es auch unter ethischen Aspekten für nicht verantwortbar, wenn ausgerechnet diejenigen, die mit einem großen Einsatz an Geist, an Wissen und an technischem Können hohe Sicherheit einbringen, sich aus der Risikogemeinschaft, die wir weltweit in dem Betrieb von Kernenergie und von Kernkraftwerken haben, „ausklinken“ würden. Dies kann keine verantwortbare Politik sein. Solange wir Kernenergie nutzen, nutzen wollen und auch nutzen müssen, muß aus der Risikogemeinschaft, in der wir weltweit leben, auch eine Sicherheitsgemeinschaft werden. Wir sind aufgefordert und verpflichtet, in diese Sicherheitsgemeinschaft einzutreten und in einer weltweiten Umweltpartnerschaft unseren Beitrag dazu zu leisten, daß die Sicherheit im Umgang mit der Kernenergie gewährleistet werden kann.

Dem Umweltminister geht es in dieser Diskussion nicht allein um die Kernenergie. Es geht darum, daß möglichst viele umweltschonende, sichere und wirtschaftlich einsetzbare Ener-



gieträger für die Zukunft zur Verfügung stehen. Ich halte es für verkehrt, wenn wir in der Diskussion um energiepolitische Optionen dazu neigen, die eine Energiequelle mit der anderen totzuschlagen, indem wir die Vorzüge der einen dazu benutzen, die Nachteile der anderen zu unterstreichen. Wir laufen damit Gefahr, daß wir am Ende für keine der vorhandenen Optionen noch eine Akzeptanz in der Bevölkerung finden. Wir wären deshalb gut beraten, wenn wir alle Optionen, die uns jetzt zur Verfügung stehen, in gleicher Weise offenhalten und für die Zukunft gestalten. Das reicht von der wirksamen und nachhaltigen Förderung der regenerativen und alternativen Energien und das endet bei der Fortentwicklung im Bereich der friedlichen Nutzung der Kernenergie.

Diese Bundesregierung hat keine Zweifel, daß die in unserem Land betriebenen Kernkraftwerke ausreichend sicher sind. Wir stützen uns hierbei auf die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung durch die Reaktor-Sicherheitskommission nach Tschernobyl. Wir stützen uns aber auch auf die ständige Auswertung der Betriebserfahrungen aus unseren Kernkraftwerken. Wir sind zuversichtlich, daß Anlagenzustände, die anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen erforderlich machen könnten, in unseren Kernkraftwerken nicht eintreten werden.

Diese Zuversicht stützt sich ganz entscheidend darauf, daß wir uns nicht selbstgefällig zurücklehnen, sondern Sicherheit als einen dynamischen Prozeß, als eine Aufgabe verstehen, die jeden Tag neu erfolgreich bewältigt werden muß.

Dieses Verständnis von Sicherheit hat seinen konkreten Niederschlag gefunden in unseren Anstrengungen zur Verbesserung der öffentlichen Information und Diskussion über Sicherheit und Risiken bei der Kernenergienutzung und in unseren konkreten Maßnahmen zur Weiterentwicklung der kerntechnischen Sicherheit.

Die Bürger bewerten Sicherheit zu Recht vorrangig nach der Kompetenz, der Handlungsfähigkeit und der Glaubwürdigkeit all der Personen und Organisationen, die für die Gewährleistung von Sicherheit im Umweltschutz im allgemeinen und in der Kernenergie im besonderen einzutreten haben. Wir konnten mehrfach erleben, daß verspätete öffentliche Informationen über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken oder eine Informationspraxis, die der eigentlichen sicherheitstechnischen Bedeutung von Vorkommnissen nicht gerecht wird, zu Verlusten an Vertrauen der Öffentlichkeit in die Sicherheitsgewährleistung führen.

Ich sage ausdrücklich, daß hier eine Distanz besteht zwischen den tatsächlichen Ereignisabläufen und ihrem tatsächlichen Gefährdungspotential und der Information, die darüber an die Öffentlichkeit gegeben worden ist. Daraus sind dramatisierende Umstände entstanden, die zu falschen Schlüssen geführt haben. Ein auf diese Art und Weise verlorenes Vertrauen wiederzugewinnen ist außerordentlich schwer in einer Situation, in einem gesellschaftspolitischen Umfeld, in dem die kurzen Informationen über Medien vielfach das einzige sind, was übermittelt werden kann. Wir haben mit enttäuschten, skeptischen, feindseligen Einstellungen zu kämpfen und es nutzt nichts, darauf hinzuweisen, daß dies alles nur von Emotionen getragen sei, denn die Emotionalität, mit der solche Sachverhalte behandelt werden, sind in der gesellschaftspolitischen Realität ein ganz normaler Fakt, der in die Überlegungen mit einbezogen werden muß.

Der Bundesumweltminister hat deshalb bei der Aufarbeitung der Vorkommnisse im Kernkraftwerk Biblis vom Dezember 1987 Ende des vergangenen Jahres die Information des Bundestages über die besonderen Vorkommnisse weiter verbessert.

Über die regelmäßigen Jahresberichte zu meldepflichtigen Vorkommnissen aller 3 Meldekategorien in deutschen Kernkraftwerken hinaus wird jetzt quartalsmäßig zusammenfassend berichtet.

Ereignisse der beiden oberen Kategorien werden außerdem kurzfristig dem zuständigen Bundestagsausschuß mitgeteilt.

Die Landesregierungen haben sich dieser weiterentwickelten Praxis angeschlossen. Was ich noch wichtiger finde: Gleichzeitig hat die Elektrizitätswirtschaft dem Bundesumweltminister zugesagt, ihre Informationspraxis generell zu verbessern. Die gegenwärtigen Meldekriterien sind für die öffentliche Information weniger geeignet, da sie sich an den Erfordernissen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden orientieren. Daher wird gegenwärtig gemeinsam von Behörden und Industrie an einer Skala für besondere Vorkommnisse gearbeitet.

Gegenwärtig wird eine 7-stufige Skala diskutiert. Sie soll es den Anlagenbetreibern erleichtern, die Öffentlichkeit schnell, angemessen, leicht verständlich und nachvollziehbar zu informieren. Eine derartige Skala, analog etwa der Erdbebenskala, erlaubt es den Medien und auch den Bürgern, die sicherheitstechnische Bedeutung von Vorkommnissen einzuordnen und entsprechend zu bewerten.

Diese zusätzliche Skala kann das gegenwärtige System der Meldekriterien nicht ersetzen. Sie muß mit diesem System aber kompatibel sein und kann ein Beitrag zu mehr Transparenz in einem außerordentlich sensiblen Bereich sein. Außerdem ist es unser Ziel, hier auch international eine möglichst einheitliche Vorgehensweise zu erreichen.

Aus diesem Grund orientieren sich die gegenwärtigen Diskussionen auch stark an dem Vorgehen und den Erfahrungen mit einer derartigen Skala in Frankreich. Ich bin zuversichtlich, daß eine systematische und korrekte Nutzung einer solchen Skala bei der Information der Öffentlichkeit generell zu einer verbesserten und sachgerechteren Einschätzung der Sicherheits- und Umweltbilanz des Betriebs von Kernkraftwerken beitragen kann.

Zum weiteren Bereich der Weiterentwicklung der kerntechnischen Sicherheit sollen hier kurz drei Bereiche genannt werden:

#### 1. Nutzung von Betriebserfahrungen für konsequente sicherheitstechnische Verbesserungen

Die systematische Erfassung und Bewertung von besonderen Vorkommnissen in Kernkraftwerken wird auf Bundesebene weiter aufgebaut. Die internationale Zusammenarbeit auf diesem Gebiet wird weiter verstärkt. Die Störfallstelle der GRS hat im Auftrag unseres Hauses in den zurückliegenden Jahren bei einer systematischen Erfassung, Auswertung und Verbreitung von sicherheitsrelevanten Erkenntnissen aus solchen Vorkommnissen hervorragende Arbeit geleistet.

Die zentrale Erfassung und Auswertung der besonderen Vorkommnisse wird wegen ihrer Staatsnähe zukünftig im Bundesamt für Strahlenschutz erfolgen, das am 1.11.1989 in Salzgitter errichtet wird. Die Arbeit der Störfallstelle wird aber weiter eng mit dem bei der GRS vorhandenen Sachverstand verzahnt bleiben.

Folgende Weiterentwicklungen werden angestrebt: Bessere Erfassung menschlicher Fehlinterpretationen und Fehlhandlungen zur Erkennung und Beseitigung möglicher Schwachstellen bei den Wechselwirkungen zwischen Mensch und Maschine und die Entwicklung und Anwendung einer Methodik zur Identifizierung potentieller Verläufe für schwere Störfälle und zur gezielten Beseitigung erkannter Schwachstellen.

#### 2. Stärkung der betrieblichen Sicherheitspraxis durch eine neue Rechtsverordnung

Die betriebliche Praxis zur Gewährleistung und Weiterentwicklung der Sicherheit von Kernkraftwerken soll durch Erlaß einer Verordnung weiter gestärkt werden.

Die Betreiber von Kernkraftwerken sollen verpflichtet werden, einen Sicherheitsbeauftragten zu bestellen. Zu den Aufgaben dieses Sicherheitsbeauftragten gehören insbesondere die Verfolgung des Sicherheitszustandes der Gesamtanlage, die Kontrolle der Umsetzung von Betriebserfahrungen sowie die Kontrolle der Störfallmeldungen auf Richtigkeit und Rechtzeitigkeit. Die Verantwortung des Betreibers bleibt selbstverständlich hiervon unberührt. Durch eine atomrechtliche Meldeverordnung sollen die Meldepflichten des Betreibers und die diesbezüglichen Kontrollpflichten des Sicherheitsbeauftragten auf rechtlicher Ebene konkretisiert werden, so daß bereits ein formeller Verstoß gegen diese Pflichten auch zu Sanktionen führen kann.

3. Einführung periodischer Sicherheitsüberprüfungen für alle Kernkraftwerke  
In einigen, insbesondere neueren Betriebsgenehmigungen, wurde zur Auflage gemacht, daß der jeweilige Anlagenbetreiber in einem Abstand von etwa 10 Jahren aktualisierte Sicherheitsanalysen für die Gesamtanlage seines Kernkraftwerkes durchführt. Dies wird auf alle in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke ausgedehnt.

Auf Bitte unseres Hauses hat die Reaktor-Sicherheitskommission einen ersten Vorschlag zu Zielen, Inhalt, Umfang und Abwicklung künftiger periodischer Sicherheitsüberprüfungen vorgelegt.

Erfahrungen mit der RSK-Sicherheitsüberprüfung aber auch Erfahrungen im Ausland haben gezeigt, daß auf diese Weise dem Prozeß der betrieblichen und sicherheitstechnischen Weiterentwicklung der Anlagen die notwendige Dynamik sowie ein zweckmäßiger Analyse- und Beurteilungsrahmen gegeben werden.

Auch dieser Schritt zur Weiterentwicklung der Sicherheit von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland wird konsequent in den Prozeß der internationalen Zusammenarbeit eingebunden.

Vor uns liegt die Errichtung des Bundesamtes für Strahlenschutz und damit verbunden, einige kleinere bescheidenere Novellierungen des Atomgesetzes. Vor uns liegt in der nächsten Legislaturperiode die Novellierung des Atomgesetzes insgesamt und damit die Weiterentwicklung des rechtlichen Instrumentariums.

Bei dem erreichten Sicherheitsniveau sind weitere Fortschritte der Sicherheitstechnik nicht durch Regelungs- und Verfahrenperfektionismus erreichbar. Vielmehr muß Sachverstand und Eigeninitiative der Unternehmen mehr in den Mittelpunkt gerückt werden, um zügige optimale Lösungen zu verwirklichen.

Die Bundesregierung wird gemeinsam mit den Ländern prüfen, inwieweit dieser Prozeß der Dynamisierung der Schadensvorsorge bei der Novellierung des Atomgesetzes abgesichert werden kann. Die aufgeführten Maßnahmen belegen, daß für die Bundesregierung die präventive Sicherheit die entscheidende Grundlage für den Nachweis der erforderlichen Schadensvorsorge ist. Zudem wollen wir eine weitgehende Risikovorsorge verwirklichen. Solange schwere Reaktorunfälle wie Kernschmelzen mit dem Potential der Freisetzung größerer Mengen radioaktiver Stoffe in die Umwelt nicht völlig ausgeschlossen werden können, muß auch für diesen Fall die Vorsorge weiter betrieben werden.

Politik und Öffentlichkeit erwarten zu Recht, daß sich die für die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz Verantwortlichen der Auseinandersetzung mit denkbaren – wenn auch nicht „eintrittswahrscheinlichen“ – Unfallszenarien, so wie sie sich nach heutigem Wissenstand beschreiben lassen, offensiv stellen, auch wenn diese Ereignisabläufe so unwahrscheinlich sind, daß ihr Eintreten nicht zu erwarten ist.

Auch für solche Fälle gilt es vorauszudenken und angemessene Vorbereitungen zu treffen, um für den Fall des Falles Mensch und Umwelt schützen zu können. Es versteht sich von selbst, daß an die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes nicht die gleichen formalen, konservativen Anforderungen des Genehmigungsverfahrens anzulegen sind.

Hier sind pragmatische Betrachtungen nach aktuellem wissenschaftlichen und technischen Stand gefordert. Wir werden dafür Sorge tragen, daß wir für diese Beiträge zum sicherheitstechnischen Fortschritt ausreichend Handlungsspielräume und auch ausreichend Verfahrenssicherheit ermöglichen.

Die zukünftigen Reaktoren sollten wir dabei nicht aus dem Auge verlieren. Das Vorausdenken physikalisch-technisch konstruierbarer Unfallabläufe zeigt zugleich Entwicklungsaufgaben für die zukünftige Kerntechnik auf.

Im Sinne der Zukunftsvorsorge gilt es, Entwicklungen voranzutreiben, um die noch verbliebenen Risikofaktoren möglichst schon bei der Anlagenplanung zu minimieren.

Ziel muß es sein, Anlagen so auszulegen, daß Auswirkungen aller denkbaren Abläufe durch vorrangig inhärente Sicherheitseigenschaften und zusätzliche sicherheitstechnische Vorkehrungen auf die Anlage selbst beschränkt bleiben. Die Zukunft der Kernenergie hängt entscheidend davon ab, ob es rechtzeitig gelingt, solche Anlagen verfügbar zu machen, diese Sicherheitseigenschaften ausreichend belastbar nachzuweisen und der Öffentlichkeit erfolgreich zu vermitteln.

Ich möchte nicht verschweigen, daß ich es für eine außerordentlich bedauerliche Entwicklung gehalten habe, daß die einzige neue Reaktorlinie, die wir zu entwickeln in der Lage waren, auf diese Art und Weise „vom Netz gegangen ist“, ohne daß eine solche Technik in dem Land, in dem sie erfunden wurde, weiter betrieben werden kann. Wenn wir glaubhaft machen wollen, daß wir mit diesen Techniken umgehen können, dann wird es immer noch das Beste sein, wenn wir dies auch im eigenen Land demonstrieren. Hier eine Reaktorlinie nicht weiter zu verfolgen, die in einem hohen Maße verspricht, daß sie diesen Anforderungen standhalten könnte, halte ich nicht für einen Akt kluger und vorausschauender politischer und wirtschaftlicher Entscheidung.

Bei der Entwicklung weiterer Möglichkeiten der präventiven Sicherheit werden die Risikostudien bzw. die probabilistischen Sicherheitsanalysen einen immer größeren Raum einnehmen.

Während Risikostudien in der Vergangenheit zu dem Zweck durchgeführt worden sind, das mit Störfällen verbundene Risiko von Kernkraftwerken zahlenmäßig abzuschätzen und mit den Risiken anderer Industrieanlagen zu vergleichen, haben sich solche Analysen heute als ein wichtiges Beurteilungsinstrument zum Zweck der Weiterentwicklung von Sicherheit und Risikovorsorge erwiesen.

Wir haben deshalb Sorge dafür getragen, daß diese Methoden in Zukunft systematisch für die Weiterentwicklung der Sicherheit in den folgenden drei Aufgabengebieten genutzt werden:

1. Als Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfungen,
2. für die Entwicklung und Beurteilung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und
3. zur Abrundung des Gesamtkonzeptes zur Vorsorge.

Ich habe versucht, in der Kürze der Zeit, einige mir wichtig erscheinende Punkte zu diesem Thema beizutragen. Die Zahl der Aufgaben, die wir gerade in diesem schwierigen Feld zu erfüllen haben, ist groß. Ihre Erfüllung setzt große Kompetenz, Sachverstand, nüchternes Kalkül und entschiedene Überzeugungskraft voraus. Zusätzliche Unterstützung erwarten und erhoffen wir uns vom Bundesamt für Strahlenschutz, das am 1. November 1989 seine Arbeit aufnehmen wird. Dies wird zur Verlagerung einiger Aufgabenschwerpunkte führen, aber es wird ausdrücklich nicht dazu führen, daß wir auf die fachliche Kapazität anderer Institutionen wie der GRS oder derer, die sich hier versammelt haben, verzichten können. Die Arbeit der GRS und die regelmäßigen Fachgespräche werden auch zukünftig für den Bundesumweltminister ein unverzichtbarer Beitrag zur Gewährleistung der Weiterentwicklung von Sicherheit und Risikoversorge für unsere Kernkraftwerke sein.

Bei allem, was wir an dieser Stelle erreichen können, sollten wir aber auch den Mut haben, unseren Mitmenschen deutlich zu sagen, daß ein Leben ohne Risiko nicht möglich ist. Ich habe an anderer Stelle bereits gesagt: „Wer völlig ohne Risiko lebt, ist meistens tot.“ Wir müssen aber versuchen, die Risiken mit der Kraft unseres Verstandes und der Sensibilität, die uns als Indikator für wirkliche Gefahren bleibt, zu minimieren. Wir sollten das tun mit dem Mut für die Zukunft, hin und wieder – meine ich – auch mit einem bißchen Freude am Leben, – dem einen oder anderen scheint die verlorengelangen zu sein – und mit der Gewißheit, daß wir, wenn wir wirklich wollen, dafür einen Beitrag leisten können.

# Perspektiven der deutschen Raumfahrt

Wolfgang Wild<sup>1)</sup>

Es sind nun zwanzig Jahre vergangen seit der erste Mensch, der amerikanische Astronaut Neil Armstrong, einen außerirdischen Himmelskörper betrat und dabei die Worte sprach: „Ein kleiner Schritt für einen Mann, aber ein großer für die Menschheit“. Diese Aussage dürfte damals der Stimmungslage der großen Mehrheit nicht nur in den USA, sondern auch in unserem Lande entsprochen haben. Diejenigen, die damals witzelten „Die Fahrt zum Mond hat sich gelohnt.

Nun weiß die Wissenschaft auch ganz gewissenhaft, daß sich die Fahrt zum Mond nicht lohnt.

Drum hat die Fahrt zum Mond sich doch gelohnt“, befanden sich im Jahre 1969 ganz klar in der Minderheit.

Heute hat sich die Situation zumindest in unserem Lande erheblich gewandelt. Die skeptische Beurteilung des Nobelpreisträgers Max Born, der die Mondlandung als einen Triumph des Verstandes und einen Bankrott der Vernunft bezeichnete, hat sich weit verbreitet. Die Raumfahrt wird oft – und insbesondere von ökologiebewußt denkenden Bürgern – für das teure und völlig nutzlose Spielzeug von Technik-Freaks gehalten, das ungeheure Summen verschlingt, die man sinnvoller auf der Erde und dort nicht zuletzt zum Schutz der Umwelt und zur Verbesserung der Lebensbedingungen notleidender Menschen einsetzen sollte.

Die Raumfahrt sieht sich darum heute einem starken Legitimationsdruck ausgesetzt. Die Auffassung, daß der Raum nun einmal da sei und daß dessen Erforschung und Eroberung eine Herausforderung für den Menschen darstelle, die ihren Sinn in sich selbst trage, wird nur noch von einer Minderheit geteilt. Auf die Pioniermentalität des grenzüberschreitenden Vorstoßes in unbekannte Regionen konnten sich die Erderkundungsexpeditionen der Vergangenheit und auch das Mondlandungsprogramm der 60er Jahre stützen, für die Rechtfertigung eines bemannten Fluges zum Mars dürfte sie indes keine ausreichende Basis mehr liefern.

Womit aber kann man dann Ausgaben für Raumfahrt begründen?

Lassen Sie mich zunächst die Kosten der Raumfahrt etwas quantifizieren. Im Jahre 1986 wendeten bezogen auf das Bruttosozialprodukt auf:

USA	0,56 %
Frankreich	0,12 %
Italien	0,046 %
Bundesrepublik Deutschland	0,041 %
Japan	0,039 %
Großbritannien	0,032 %

<sup>1)</sup> Prof. Dr. Wolfgang Wild, Vorsitzender der Geschäftsführung der „Deutschen Agentur für Raumfahrt-angelegenheiten (DARA) GmbH“, Bonn.

Der Aufwand der Sowjetunion für Raumfahrtzwecke ist nicht bekannt, er dürfte, bezogen auf das Bruttosozialprodukt, noch erheblich höher liegen als der der USA.

Die Bundesrepublik liegt mit weniger als einem halben Promille in ihren Aufwendungen für die Raumfahrt im internationalen Vergleich, bezogen auf das Bruttosozialprodukt, weit hinter den USA und deutlich hinter Frankreich, etwa gleich mit Italien und Japan vor Großbritannien.

Der Anteil der Raumfahrt an den Gesamtausgaben für Forschung und Entwicklung (FuE) liegt in der Bundesrepublik bei knapp 2,5 %. Diese Relationen sollte man sich vor Augen halten, bevor man gegen die eminent teure Raumfahrt polemisiert. Raumfahrt ist gewiß nicht billig, aber der Verzicht auf sie würde die für andere Zwecke verfügbaren Mittel nur unwesentlich erhöhen und sie würden wohl größtenteils nicht anderen FuE-Bereichen zugute kommen, sondern für konsumptive Zwecke verwendet werden.

Lassen Sie mich auch einige absolute Zahlen und deren Verwendung anführen. Der Bundesminister für Post und Telekommunikation (BMPT) ist mit rund 250 Mio/a in der Satellitenkommunikation engagiert und nimmt deutlich höhere Gewinne ein; der Bundesminister für Verkehr (BMV) gibt ca. 40 Mio/a für den Wetterdienst aus.

Im Haushalt des Bundesministeriums für Forschung und Technologie (BMFT), der den weitestgrößten Beitrag zu den Weltraumausgaben beisteuert, sind im Jahre 1989 insgesamt 1.290,8 Mio DM für die Raumfahrt vorgesehen. Davon entfallen 770,5 Mio DM auf die Beiträge an die Europäische Weltraumorganisation ESA, 332,7 Mio DM fließen in ein nationales, ganz überwiegend bi- oder multilateral angelegtes Raumfahrt-Förderprogramm und 187,6 Mio DM sind der Raumfahrtanteil an der Finanzierung der Deutschen Forschungsanstalt für Luft- und Raumfahrt (DLR, früher DFVLR). Die Aufteilung dieser Aufwendungen auf Infrastrukturprojekte (Orbital- und Transportsysteme sowie Betriebseinrichtungen am Boden) bzw. Nutzungsprojekte (Forschung unter Schwerelosigkeit, Kommunikation, Erdbeobachtung, Extraterrestrik = wissenschaftliche Erforschung des Weltraums) ist in Bild 1 dargestellt.

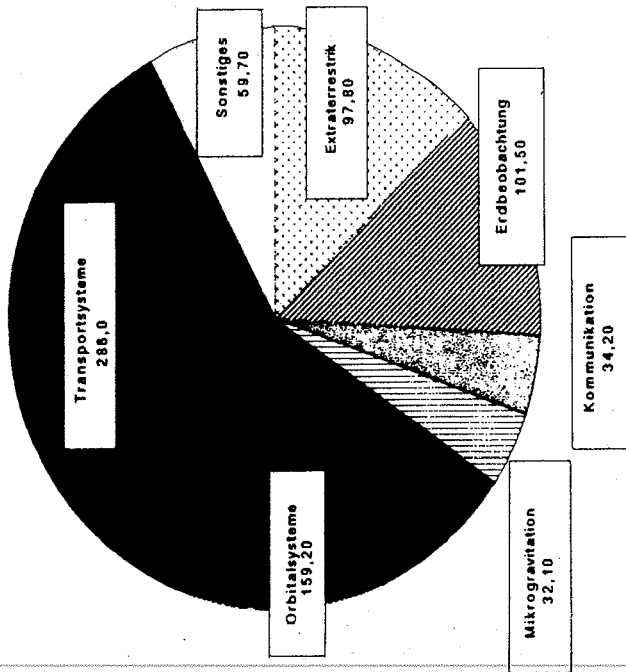
Nachdem in groben Zügen der derzeitige Kostenrahmen der deutschen Raumfahrt aufwendungen und die Verteilung der Ausgaben auf die Nutzungsfelder und Infrastrukturprojekte vorgestellt wurden, soll nun eingehender die Frage der Legitimation der Raumfahrt erläutert werden.

In einem Grundsatzpapier des BMFT für den Deutschen Bundestag „Zum Stand der Weltraumpolitik“ vom 31. März 1989, das als Vorarbeit zu dem 5. Weltraumprogramm der Bundesregierung dienen soll, welches von der Weltraumagentur DARA im nächsten Jahr zu erarbeiten ist, heißt es: „Begründete Erwartungen richten sich an die Raumfahrt

- wissenschaftliche Erkenntnisse über das All, das Sonnensystem, die Erde und über die Lebensbedingungen auf unserem Planeten zu vertiefen sowie die Möglichkeiten für die Forschung zu erweitern,
- zur Lösung von Umweltfragen durch Beobachtung von Landmassen, Eis, Ozeanen und Atmosphäre beizutragen sowie die Klimaforschung zu unterstützen,
- öffentliche und kommerzielle Infrastruktur und Dienstleistungen in den Bereichen Telekommunikation und Erdbeobachtung zu verbessern,
- technologische Fortschritte auszulösen bzw. zu beschleunigen und damit zur Steigerung der Leistungsfähigkeit der deutschen Wirtschaft beizutragen,

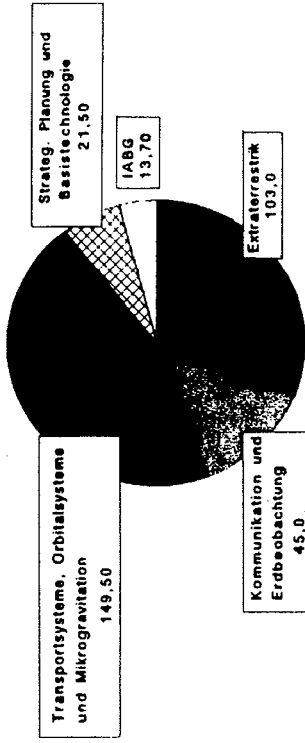
## ESA – Beiträge

gesamt 770,5 Mio. DM



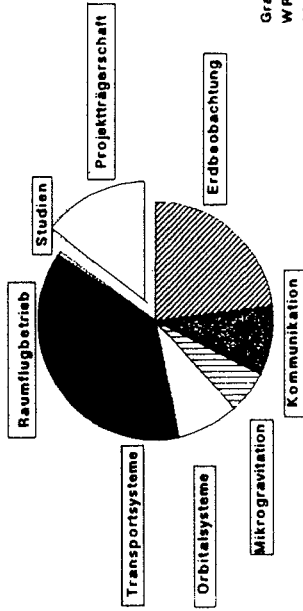
## Nationales Förderprogramm

gesamt 332,7 Mio. DM



## Beiträge an DLR für Raumfahrt

gesamt 187,6 Mio. DM



Grafik: DLR PT - PV  
WRGES89.GEM  
09.03.1989

Quelle: BMFT 511

Bild 1: BMFT-Weltraumbudget – Soll 1989 – gesamt 1290,8 Mio. DM



- die internationale Zusammenarbeit in Wissenschaft und Technik zu fördern, die Möglichkeiten der Entwicklungshilfe zu erweitern und weltweite Sicherheits-, Rüstungskontroll- und Friedensbemühungen zu unterstützen.

„ Sind solche Erwartungen wirklich begründet und wenn ja, warum? Dazu scheint es sinnvoll, die vier wichtigsten Nutzungsfelder der Raumfahrt etwas näher zu betrachten:

## 1. Extraterrestrik

In der Extraterrestrik sind durch die Raumfahrt in den letzten 30 Jahren wesentliche neue Erkenntnisse über das Weltall gewonnen worden, und zwar mehr als durch die Himmelsbeobachtungen der Menschheit in den vergangenen Jahrtausenden; der Umstand, daß wir ungestört durch die Absorption in der Erdatmosphäre in allen Wellenlängenbereichen die aus dem All zu uns kommenden Informationen registrieren können, daß sich Satelliten und Sonden den Planeten, Trabanten und Kometen sehr weit nähern, ja sogar auf ihnen landen können, all das hat unser astrophysikalisches Wissen ungemein bereichert.

Es würde den Rahmen dieses Vortrages sprengen, den wissenschaftlichen Ertrag der extraterrestrischen Forschung auch nur in groben Umrissen zu schildern oder die abgeschlossenen, die laufenden und die für die nähere Zukunft in der Vorbereitungs- bzw. Planungsphase befindlichen Projekte auch nur annähernd vollständig zu nennen. Darum werde ich mich auf wenige Beispiele beschränken.

Vor wenigen Tagen hat die US-Sonde Voyager nach dem vor Jahren erfolgten Vorbeiflug an den Planeten Jupiter, Saturn und Uranus auch den Planeten Neptun in großer Nähe passiert und ein Ringsystem auch dieses Planeten festgestellt. Viele von Ihnen werden sich an die faszinierenden Bilder von der Oberfläche des Riesenplaneten Jupiter, von den vier höchst ungleichen Galileischen Monden des Jupiter, von dem Ringsystem des Planeten Saturn erinnern. Der wissenschaftliche Ertrag der Voyager-Mission ist phantastisch, unsere Kenntnis der äußeren Planeten unseres Sonnensystems wurde durch sie außerordentlich vermehrt.

Ein höchst erfolgreiches europäisches Projekt der Extraterrestrik war die Raumsonde GIOTTO, die sich am 14. März 1986 dem berühmten Halley'schen Kometen bis auf 600 km näherte und dessen Struktur befriedigend aufklären konnte.

Als zwei gerade in diesen Tagen aktuelle Projekte seien HIPPARCOS und GALILEO genannt. HIPPARCOS, der die Entfernungen und Positionen relativ erdnaher Fixsterne mit einer auf der Erde unerreichbaren Präzision und Reichweite feststellen sollte, konnte durch ein Versagen beim Zünden des sogenannten Apogäumsmotors nicht auf die vorgesehene geostationäre kreisförmige Umlaufbahn in 36.000 km Höhe gebracht werden, sondern bleibt in einer elliptischen Umlaufbahn mit einer erdnächsten Entfernung von 500 km. Dadurch verringert sich seine Lebensdauer und der Ertrag seiner Messungen drastisch. Er wird trotzdem – aller Voraussicht nach – weit bessere Daten liefern als das aufwendigste irdische Observatorium. GALILEO ist am 18. Oktober 1989 zu einer sechsjährigen Reise zum Planeten Jupiter gestartet, wo er die erfolgreichen Untersuchungen der Voyager-Sonde fortführen und ergänzen wird. Um noch zwei wichtige Projekte in der Vorbereitungsphase zu nennen, sei auf den Röntgensatelliten ROSAT und den Infrarotsatelliten ISO verwiesen. Beide erschließen neue Wellenlängenbereiche für die Beobachtung, ROSAT den Röntgen-, ISO den Infrarotbereich. ROSAT ist ein sogenanntes nationales Projekt, das die Bundesrepublik in Zusammenarbeit mit den USA und Großbritannien verwirklichen wird und dessen Start 1990 erfolgen soll, ISO ist ein europäisches Projekt der ESA, dessen Start für 1993 geplant ist.

Um niemanden zu langweilen oder zu verwirren, soll nach dieser höchst kursorischen und sehr unvollständigen Anführung von Beispielen zum Problem der Extraterrestrik nur zusammenfassend bemerkt werden: Durch eine Fülle von unbemannten Satellitenmissionen ist unser astrophysikalisches Wissen in den letzten Jahrzehnten ungemein bereichert worden; für die Zukunft gibt es eine Vielzahl von wissenschaftlich vorzüglich begründeten Projekten, die mit einer an Sicherheit grenzenden Wahrscheinlichkeit große Beiträge zu neuen, grundlegenden Erkenntnissen erwarten lassen. Die Aufwendungen für wissenschaftliche Welt- raumprojekte sind, ebenso wie etwa die für Großbeschleuniger im Bereich der Hochenergiephysik, erheblich, sie sind aber – ebenso wie die der Hochenergiephysik – dann voll gerechtfertigt, wenn man einen hohen Ertrag an reiner Erkenntnis als ausreichende Legitimation anerkennt. Eine wirtschaftliche Anwendung der so erworbenen astrophysikalischen Einsichten ist allerdings in absehbarer Zukunft nicht zu erwarten, und ob sie je erfolgen wird, ist zumindest fraglich. Ich meine aber, daß wohlhabende Industrieländer wie die Bundesrepublik Deutschland die Verpflichtung haben, für die am Gewinn reiner Erkenntnis orientierte Grundlagenforschung – ebenso wie übrigens für die Kunst! – einen angemessenen Teil ihres Bruttosozialprodukts aufzuwenden.

## **2. Erdbeobachtung**

Die weltraumgestützte Erdbeobachtung hat eine rasch steigende Bedeutung für die Meteorologie, für die Umweltbeobachtung und -kontrolle, für die Erkundung natürlicher Ressourcen wie Lagerstätten, Wasservorkommen etc., für die Ozeanographie, die Kartographie, die Landesplanung, für geologische und sogar archäologische Untersuchungen. In der Zukunft wird die Ermittlung klimatologisch relevanter Daten, wie etwa der Zusammensetzung der Atmosphäre, die Vegetationsbeobachtung und die Feststellung menschlicher Eingriffe in die Natur von größter Bedeutung sein. Hierzu kann die weltraumgestützte Erdbeobachtung wichtige Beiträge leisten; so kamen u. a. die ersten Hinweise auf ein Ozonloch in der Antarktis von Erdbeobachtungssatelliten. Ebenso wurde unverzüglich aus der extremen Wärmeanomalie, die Infrarot-Satelliten feststellten, der Unfall von Tschernobyl entdeckt, bevor einige Tage später das Ereignis offiziell zugegeben wurde. Eine spezielle Positionierung amerikanischer Aufklärungssatelliten konnte sofort das Ausmaß des Schadens genau erkennen lassen. Schließlich erfordert die Verifikation von Abrüstungsvereinbarungen ein hochentwickeltes weltraumgestütztes System der Erdbeobachtung.

Die allabendliche Demonstration der Wetterlage im Fernsehen führt uns plastisch vor Augen, wie sehr sich die Qualität der meteorologischen Beobachtung und damit auch der Wettervorhersage durch den Einsatz von Satelliten gebessert hat. In der Zukunft wird uns die Lösung von Umwelt- und Klimafragen, die uns ja immer mehr bedrängen, zu einer umfassenden und dauernden Beobachtung aller Einflußfaktoren zwingen. Das aber kann nur von einem sorgfältig geplanten, global abgestimmten Beobachtungssystem geleistet werden.

Obwohl der kommerziellen Nutzung der Erdbeobachtung Grenzen gesetzt sind, weil viele Aufgaben in den Bereich der staatlichen Vorsorge- und Überwachungspflicht gehören, bringt die Erdbeobachtung – insbesondere im Bereich der Meteorologie – schon heute einen ökonomisch nachweisbaren Nutzen. Eine verbesserte Wettervorhersage erleichtert ja nicht nur die Urlaubsgestaltung, sondern sie verhilft zur Verhütung von Schäden in der Landwirtschaft, in der Schifffahrt, im Luftverkehr usw. In den USA sind einschlägige Studien durchgeführt worden, die ergaben, daß der Nutzen, den weltraumgestützte meteorologische Systeme für die Gesamtwirtschaft haben, etwa achtmal so groß ist, wie die in diese Systeme investierten Summen.

Zusammenfassend läßt sich zum Problem der weltraumgestützten Erdbeobachtung sagen, daß sie für die Umwelt- und Klimaüberwachung unentbehrlich ist, daß sie ein wirksames Mittel der Friedenssicherung darstellt, weil sie die Einhaltung von Abrüstungsvereinbarungen verifizieren kann, daß sie in der Meteorologie große Fortschritte gebracht und dort auch schon zu einem ökonomisch nachweisbaren Nutzeffekt geführt hat. Es ist mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit anzunehmen, daß die Erdbeobachtung einen rasch wachsenden Anteil an den Weltraumaktivitäten haben wird.

### **3. Forschung unter Schwerelosigkeit (Mikrogravitation)**

Die während eines Raumfluges auftretende annähernde Schwerelosigkeit ermöglicht eine Reihe von neuartigen Experimenten, die auf der Tatsache beruhen, daß keine Konvektion, keine Sedimentation, keine thermische Konvektion und kein hydrostatischer Druck existieren. Hier eröffnen sich interessante Perspektiven im Hinblick auf neue Materialien und neue Verfahrenstechniken, so bei der Kristallzüchtung, beim tiegellosen Prozessieren und bei der Materialtrennung durch Elektrophorese.

Im Westen hat man Schwerelosigkeitsexperimente bei einigen Flügen der amerikanischen Raumfähre Shuttle durchgeführt, vor allem im von deutschen Firmen gebauten Weltraumlabor SPACELAB, so insbesondere bei der von der Bundesrepublik Deutschland maßgeblich gestalteten D1-Mission. Außerdem gab es Experimente von der Dauer einiger Minuten an Bord von Höhenforschungsraketen; Parabelflüge mit Flugzeugen sind ein weiteres Mittel für kurzzeitige Schwerelosigkeitsexperimente, ebenso Fallschächte.

Die bisherigen Ergebnisse haben dazu geführt, daß das Schwergewicht der Schwerelosigkeits- oder ug-Forschung von den Material- in die Biowissenschaften übergeht. Denn insbesondere in der Mensch- und Tierphysiologie und in der Medizin wurden wichtige Erkenntnisse gewonnen, die allerdings die Durchführbarkeit von jahrelangen bemannten interplanetarischen Flügen in keinem sonderlich rosigen Licht zeigen. Schwerelosigkeit führt offensichtlich zu Atrophierungserscheinungen, die bei längerem Aufenthalt im Weltraum zu bedenklichen gesundheitlichen Schädigungen führen.

Die anfangs etwas euphorisch propagierte Produktion hochwertiger Halbleiterelemente etc. im Weltraum, scheint im Licht bisheriger Erfahrungen wohl nicht allzubald realisierbar zu sein. Freilich kann der eher spärliche Ertrag der bisherigen Experimente damit begründet und entschuldigt werden, daß in der Materialwissenschaft langfristige Untersuchungen notwendig sind, die nur in einer Raumstation, nicht aber bei einem auf wenige Tage beschränkten Flug eines Raumtransporters wie des amerikanischen Shuttle und erst recht nicht bei den Minutenflügen der Höhenforschungsraketen realisiert werden können.

Nichtsdestoweniger unterscheidet sich der Fall der Mikrogravitation meines Erachtens von den Anwendungsgebieten Extraterrestrik und Erdbeobachtung dadurch, daß es dabei nicht so sehr wohlbegründete Nutzungsmöglichkeiten sind, die die Realisierung einer bestimmten Raumfahrt-Infrastruktur stimulieren, sondern daß im Gegenteil eine Infrastruktur, die man aus anderen Gründen zu schaffen gewillt ist, Forschungsmöglichkeiten eröffnet, die es sinnvoll zu nutzen gilt. Ich halte es deshalb für problematisch, das europäische Weltraumprojekt Columbus, bei dem sowohl in dem an die bemannte Basis der Raumstation ange-koppelten Columbus-Labor als auch in dem freifliegenden Columbus-Labor erhebliche Forschungskapazitäten vor allem im Bereich der Mikrogravitation geschaffen werden, durch die Unentbehrlichkeit dieser neuen Forschungsrichtung zu begründen. Ob die Ergebnisse der Schwerelosigkeitsforschung einmal das Projekt Columbus zusätzlich legitimieren, bleibt abzuwarten; derzeit ist es jedenfalls so, daß das Columbusprojekt zwar die Mikrogravita-

tionsforschung stimuliert, daß es aber auch durch ihren absehbaren Ertrag noch nicht ausreichend gerechtfertigt wird.

#### 4. Telekommunikation

Unter den Anwendungsmöglichkeiten der Raumfahrt hat die Satelliten-Telekommunikation bereits die größte Marktnähe. Sowohl die einschlägigen Satelliten als auch die Raketen, die diese in ihre Umlaufbahn befördern, können aus dem Ertrag der angebotenen Dienstleistungen finanziert werden, so daß man in diesem Sektor im Prinzip bereits auf staatliche Finanzhilfen verzichten könnte.

Frankreich finanziert übrigens seinen Weltraumhaushalt ganz überwiegend aus Telefongebühren. Zieht man auch den volkswirtschaftlichen Multiplikationseffekt in Betracht, der darin besteht, daß am Boden Folgeinvestitionen getätigt werden, so z. B. private Antennen für den Empfang von Fernsehprogrammen, die von Satelliten ausgestrahlt werden, so kommt man zu einem abgeschätzten Multiplikationsfaktor von etwa 20. Allerdings läßt sich dieser Faktor nur sehr schwer zuverlässig bestimmen. Eine besser abgesicherte Zahl erhielte man, wenn man den Umsatz betrachtete, der durch die Telekommunikation in der weiterverarbeitenden Industrie bei Bodenterminals, Rechnern und Fernsehgeräten bewirkt wurde; dieser Umsatz übersteigt den der Raumfahrtindustrie um etwa das Zehnfache.

Obwohl die Telekommunikation schon einen hohen Grad der Marktreife erreicht hat, ist man noch weit von einer Bedürfnissättigung entfernt; insbesondere im Mobilfunk und im Ausbau bzw. der Ergänzung terrestrischer Breitbandnetze liegen noch große bisher unerschlossene Nutzungspotentiale. Durch die Entwicklung regenerativer Übertragungsmodule (Repeater) mit neuartigen Übertragungs- und Zugriffsverfahren für hohe Frequenzen und für nichtgeostationäre Satellitenbahnen, durch Mehrstrahl- und Lenkstrahlantennen, durch optische Übertragungsverfahren etc. kann die Telekommunikationstechnik weiter verbessert werden.

Nur erwähnen will ich satellitengestützte Ortung und Navigation als Spezialfälle der Telekommunikation, die von steigender Bedeutung sind. Wohl in keinem anderen Nutzungsbereich ist der Nutzeffekt der Raumfahrt so unmittelbar und schlagend beweisbar wie in der Telekommunikation; davon profitiert fast jeder Bürger alltäglich, wenn er ein Rundfunkgerät, seinen Fernseher oder sein Telefon benutzt. Allerdings realisiert der Normalbürger dieses Faktum nicht und er schimpft auf die seiner Meinung nach so völlig nutzlose und geldverschlingende Raumfahrt, während er befriedigt Fernseher oder Telefon und damit Dienstleistungen, die durch die Raumfahrt ermöglicht wurden, nutzt, Dienstleistungen, die den Steuerzahler keinen Pfennig kosten, aber zahlreiche hochqualifizierte und gutbezahlte Arbeitsplätze schaffen.

Die hier aufgezeigten Anwendungen der Raumfahrt, zeigen also einen evidenten und auch schon kommerziell realisierbaren Nutzeffekt bei der Telekommunikation, einen einleuchtenden und gerade unter Umweltgesichtspunkten bedeutsamen Nutzen bei der Erdbeobachtung, einen hohen Ertrag an wissenschaftlicher Erkenntnis in der extraterrestrischen Forschung. All diese Anwendungsgebiete stützen sich allerdings auf unbemannte Raumfahrtsysteme. Lediglich die Forschung unter Schwerelosigkeit, deren wissenschaftlicher und/oder wirtschaftlicher Ertrag weit weniger evident ist als der der anderen Nutzungsgebiete, würde auch die bemannte Raumfahrt legitimieren, da in bemannten Weltraumlabor Schwerelosigkeitsexperimente viel leichter durchführbar sind als in unbemannten.

Die Raumfahrtkritiker, die nicht aus Unwissenheit oder Vorurteilen heraus zu ihrer ablehnenden Haltung kommen, differenzieren darum zwischen der unbemannten Raumfahrt, die sie befürworten und der bemannten Raumfahrt, die sie ablehnen.

Nun sind aber die großen europäischen Projekte der Raumfahrtinfrastruktur, die bis zum Jahr 2000 realisiert werden sollen, nämlich die Trägerrakete Ariane 5, der Raumgleiter Hermes und die Raumstation Columbus eng mit der bemannten Raumfahrt verkoppelt, und das gilt erst recht für das in die fernere Zukunft weisende, derzeit national aufgenommene Projekt eines voll wiederverwendbaren Raumtransporters, das Projekt „Sänger“. Diese kostspieligen Großprojekte sind es denn auch, die im Mittelpunkt einer heißen und kontroversen Debatte stehen.

Am unproblematischsten ist dabei die Trägerrakete Ariane 5, die einmal ihre erfolgreichen Vorgängerinnen Ariane 1 bis Ariane 4 ablösen soll. Die Entwicklung der Trägerrakete Ariane 5 ist bisher voll im Zeit- und Kostenrahmen geblieben, an einem fristgerechten Einsatz ab 1995 gibt es kaum ernsthafte Zweifel. Die Rakete ist zwar so konzipiert, daß sie den bemannten Raumgleiter Hermes in das All tragen kann, sie hat aber auch eine Daseinsberechtigung im Bereich der unbemannten Raumfahrt. Sie kann nämlich zwei große Satelliten in eine Erdumlaufbahn tragen, während das derzeit fortgeschrittenste Arianemodell, die Ariane 4, nur einen großen und einen kleinen Satelliten zu befördern vermag. Das ist ein wichtiger Vorteil, da kleine Satelliten nur noch relativ selten gebraucht werden. Außerdem werden die Startkosten bei der Ariane 5 niedriger sein als bei ihrer Vorgängerin; pro Kilogramm Satellitengewicht müßten dem Kunden statt bisher 26.000 Dollar nur noch rund 15.000 Dollar berechnet werden. Die durch das „man rating“ bedingte hohe Zuverlässigkeit ist ferner ein Pluspunkt für den Start der sehr teuren Satelliten. Ungleich problematischer ist das Projekt des Raumgleiters Hermes, mit dem Europa den Vorsprung, den die USA mit ihrer Raumfähre Shuttle und neuerdings auch die Sowjetunion mit ihrem Raumtransporter Buran besitzen, aufholen oder zumindest verringern will. Denn während Europa bei wissenschaftlichen und bei Telekommunikationssatelliten mit den USA und erst recht mit der Sowjetunion bestens mithalten kann und auch in der Entwicklung und Produktion von Trägerraketen international voll wettbewerbsfähig ist, während es in der Erdbeobachtung große Fortschritte macht und rasch zu den alten Raumfahrtnationen USA und Sowjetunion aufschließt, ist der Rückstand bei wiederverwendbaren Raumtransportern groß. Wenn Europa in der bemannten Raumfahrt ein gleichberechtigter, wettbewerbsfähiger und nicht abhängiger Partner werden will, dann muß es einen eigenen wiederverwendbaren Raumtransporter entwickeln.

Hier erhebt sich nun erstens die Frage nach der Rechtfertigung der bemannten Raumfahrt, die wir noch zurückstellen wollen und zweitens die Frage, ob Hermes, so wie er geplant ist, wirklich das richtige Instrument auf dem Weg zur bemannten Raumfahrt darstellt. Derzeit gibt es bei Hermes viele ungeklärte Probleme. So ist insbesondere unsicher, ob bei der geplanten Nutzlast von 3 Tonnen, die ohnehin eine sehr bescheidene Nutzlastkapazität ist im Vergleich zu den 28 Tonnen, die der amerikanische Shuttle in seiner Ladebucht aufnehmen kann, ob also bei dieser sehr knapp bemessenen Nutzlast, das Startgewicht des vollbemannten Hermes auf die maximal 21 Tonnen beschränkt werden kann, die die Rakete Ariane 5 höchstens in eine Umlaufbahn befördern kann. Zweifel gibt es auch bezüglich der Einhaltung des Kosten- und Zeitrahmens, bezüglich der Funktionstüchtigkeit und Zweckmäßigkeit des geplanten Lebenserhaltungssystems für die Besatzung und anderes mehr.

All das gibt den Skeptikern Auftrieb, die auf das Hermesprojekt als operationelles System entweder ganz verzichten oder es zumindest auf ein reines Technologieprojekt reduzieren

wollen, das nur unbemannt geflogen wird, das keine Funktionen im Rahmen des Columbusprojekts zu erfüllen hat und das nur dazu dienen soll, Erfahrungen zu sammeln, die z. B. dem voll wiederverwendbaren Raumtransporter „Sänger“ zugute kommen könnten. Die Entscheidung über die Weiterführung des Projektes Hermes wird in der ESA Ende 1990, vielleicht auch erst im Laufe des Jahres 1991 zu fällen sein, und sie wird wesentlich davon abhängen, ob es bis dahin gelingt, die Gewichts- und Kostenprobleme in den Griff zu bekommen oder ob man zwischenzeitlich an bescheidenere Alternativen, vielleicht auch an eine Aufgabenteilung mit anderen Ländern, denken muß.

Das dritte europäische Großprojekt, das Projekt Columbus soll aus drei Komponenten bestehen

- einem an die Raumstation fest angekoppelten dauernd bemannten Columbus-Labor (APM)
- einer unbemannten, der Erbeobachtung dienenden, auf einer sonnensynchronen Polarbahn umlaufenden Columbus-Plattform (PPF)
- einem freifliegenden, zeitweise bemannten Columbus-Labor (MTFF), das durch den Raumgleiter Hermes bzw. die bemannte Kernstation versorgt und gewartet werden soll.

Auch bei Columbus gibt es erhebliche Probleme, insbesondere was den Kostenrahmen und die Nutzung anbetrifft. Derzeit sind infolge budgetärer Engpässe in den USA Überlegungen im Gange, die Raumstation erheblich kleiner als bisher geplant auszulegen und nicht zuletzt die elektronische Leistung der Solarzellenbatterien zu verringern. Dies würde die Nutzungsmöglichkeiten des angekoppelten Columbus-Labors (APM) drastisch reduzieren und erzwingt praktisch dessen Neuplanung.

Andererseits hängt das freifliegende Columbus-Labor (MTFF) an der Versorgung durch den Raumgleiter Hermes; steht dieser nicht oder nicht rechtzeitig zur Verfügung, so müßte auch die Planung für das MTFF umgestellt werden.

Im übrigen sind sowohl das APM wie auch das MTFF in erster Linie Infrastrukturelemente, die der Schwerelosigkeitsforschung dienen. Es besteht ein nicht unerheblicher Zweifel, ob durch die Realisierung von APM und MTFF im geplanten Umfang nicht überdimensionierte Forschungskapazitäten für die Mikrogravitation geschaffen werden, so daß das Verhältnis von Ertrag zu Kosten schwer vertretbar wird. Die relativ geringsten Probleme im Rahmen des Columbusprojekts schafft die unbemannte Erdbeobachtungsplattform PPF; hier geht es vor allem darum, ob der Zeitplan für die Realisierung von Columbus so gut eingehalten werden kann, daß PPF rechtzeitig genug kommt, um Aufgaben von den ihm vorausgehenden Erdbeobachtungssatelliten übernehmen zu können, so daß keine zeitliche Lücke bei Beobachtungen entsteht, für die Kontinuität eine unverzichtbare Erfolgsvoraussetzung ist.

Auch beim Columbus-Projekt gibt es also eine große Zahl von Fragezeichen. Aber selbst wenn sich alle offenen technischen und finanziellen Probleme der Realisierung und des Betriebs von Hermes und Columbus befriedigend lösen lassen - und das können wir bei der Leistungsfähigkeit der europäischen Raumfahrtindustrie zumindest hoffen! - so bleibt doch für die deutsche Raumfahrtspolitik ein großes Dilemma bestehen. Die Projekte Ariane 5, Hermes und Columbus verschlingen nämlich, auch wenn sie sich im vorgesehenen Kostenrahmen halten, einen unverhältnismäßig hohen Anteil der in der mittelfristigen Finanzplanung für die Förderung der Raumfahrt vorgesehenen Mittel des Bundeshaushalts. Für nationale Projekte und die Förderung einer sinnvollen Nutzung bleibt viel zu wenig übrig.

Dazu einige Zahlen: Die Bundesrepublik Deutschland hat sich bereit erklärt, beim Projekt Ariane 5 22%, bei Hermes 27% und bei Columbus 38% der Kosten zu übernehmen. Nach den Planungen der ESA müßten bei einer zeitgerechten Realisierung dafür – zusammen mit den ESA-Nutzungsprojekten und den Beiträgen zum allgemeinen Haushalt der Organisation – bis zum Jahr 2000 insgesamt etwa 21,0 Mrd. DM von der Bundesrepublik bereitgestellt werden. Der Ministerrat der ESA hat in Den Haag im November 1987 gefordert, die ursprünglich eingeplanten Kosten um 15 bis 20% zu senken, und ESA-Generaldirektor Lüst hat erklärt, daß er dies für möglich halte, ohne wesentliche Abstriche am Programm machen zu müssen. Nach diesem abgemagerten Konzept, hätte die Bundesrepublik bis zum Jahr 2000 insgesamt 17,6 Mrd. DM an die ESA abzuführen. Demgegenüber sieht die derzeitige Finanzplanung des Bundes für 1990 bis 1993 samt einer Fortschreibung für die Zeit von 1994 bis 2000 unter Annahme einer jährlichen Steigerungsrate von 2,5% nur 13,6 Mrd. DM an ESA-Beiträgen vor. Auf der Basis dieser Finanzplanung samt Fortschreibung ergeben sich für die Förderung der Weltraumforschung und-technik zusätzlich 5,9 Mrd. DM für nationale Förderprogramme und 2,3 Mrd. DM für die Grundfinanzierung des Weltraumanteils bei der DLR, zusammen mit dem ESA-Beitrag also 21,8 Mrd. DM.

Für unbedingt erforderlich hält man aber eine Dotierung nationaler Programme von 9,3 Mrd. DM und eine DLR-Finanzierung von 2,5 Mrd. DM bis zum Jahre 2000. Selbst wenn man – was möglich zu sein scheint – unterstellt, daß die ESA statt der erwarteten mindestens 17,6 Mrd. DM auch mit 17,0 Mrd. DM zurechtkommt, so ergibt sich doch ein Bedarf für die deutsche Raumfahrtförderung von rund 28,8 Mrd. DM bis zum Jahre 2000 und das sind 7 Mrd. DM mehr als in der heutigen Finanzplanung samt ihrer Fortschreibung vorgesehen.

In dem Papier des BMFT vom 31. März 1989, aus dem ich schon eingangs zitiert habe, findet sich der Satz: „Das deutsche Weltraumengagement bedarf – wie in anderen europäischen Partnerländern – eines ausgewogenen Verhältnisses zwischen Infrastruktur und Nutzung, ferner entsprechender Gewichtung zwischen kooperativ-europäischer Beteiligung und Anstrengungen im nationalen Rahmen sowie mit sonstigen internationalen Partnern.“ Dieser Satz ist richtig, aber er ist rebus sic stantibus kaum erfüllbar. Man kann eine solche Forderung nur erfüllen, wenn

- entweder die deutschen Raumfahrtmittel so erhöht werden, daß neben den Beiträgen zum europäischen Infrastrukturprogramm eine ausreichende Dotierung der Nutzungsprogramme und auch der in das nächste Jahrhundert vorausweisenden nationalen Programme, wie insbesondere des „Sänger“-Projekts und von weltraumgestützten Umweltbeobachtungs-Systemen möglich wird
- oder aber die Effizienz des europäischen Raumfahrtinfrastrukturprogramms durch eine kohärente Umplanung vor allem der Projekte Hermes und Columbus so gesteigert wird, daß eine erhebliche Kostenreduktion bei nur unwesentlich vermindertem Nutzungswert erreicht werden kann.

Meiner Meinung nach wird man das erste tun müssen und das zweite nicht lassen dürfen. Eine Erhöhung der praktisch ohnehin nicht unumstrittenen Raumfahrtmittel um 7 Mrd. DM bis zum Jahre 2000, d. h. um 700 Mio. DM jährlich, scheint kaum durchsetzbar. Eine weitere Kostenreduktion in den aufgelegten Programmen ist darum nahezu unvermeidlich.

Aber um eine gewisse Erhöhung der deutschen Raumfahrtmittel werden wir trotzdem nicht herumkommen, wenn wir nicht am Ende des nächsten Jahrzehnts mit einer großgeschneiderten Infrastruktur dastehen wollen, die nur unzureichend genutzt werden kann, weil die

Förderung der Nutzung radikal gekürzt werden mußte, und wenn wir nicht auf die maßgebliche Mitgestaltung der internationalen Raumfahrtpolitik der Zukunft ein für allemal verzichten wollen.

Gerade der letztere Punkt ist m. E. sehr wichtig. Man macht der deutschen Raumfahrtpolitik heute oft den Vorwurf, die Bundesrepublik würde zwar viel Geld in die ESA-Kasse einzahlen, aber davon zu wenig in der Form von Industrieaufträgen zurückbekommen. Dieser Vorwurf ist in so pauschaler Form unberechtigt; denn das Auftragsvolumen der ESA für die deutsche Industrie liegt aktuell um ca. 100 Mio. DM über den deutschen ESA-Beiträgen. Es ist allerdings richtig, daß Frankreich es verstanden hat, technologisch interessantere Aufträge für sich zu sichern. Das liegt zum Teil daran, daß Frankreich die größten Beiträge für die optionalen Programme in der ESA-Kasse zahlt; noch wichtiger aber scheint mir zu sein, daß sich Frankreich auch ein erhebliches nationales Raumfahrtbudget leistet. Während die Bundesrepublik bei steigender Tendenz derzeit etwa 60% ihrer Raumfahrtmittel in die europäischen ESA-Programme einbringt, sind es bei Frankreich nur etwa 40%. Dies ermöglicht es Frankreich, auch Großprojekte national so gründlich vorzubereiten, daß die ESA nicht umhin kann, diese französischen Projekte – und nicht etwa andere – zu europäischen Projekten zu machen. Das war bei dem Ariane-Raketenprogramm so und es hat sich bei dem Raumgleiter Hermes wiederholt. Daß Frankreich aufgrund seines Know-how-Vorsprungs dann bei der Realisierung der Projekte die technologisch interessantesten Aufträge erhält, ist nahezu selbstverständlich. Nun hat die Bundesrepublik Deutschland derzeit die reelle Chance, bei einem der wichtigsten Zukunftsprojekte, dem „Sänger“-Projekt die Nase vorne zu haben. Bei „Sänger“ handelt es sich um das Konzept eines voll wiederverwendbaren zweistufigen Raumtransportsystems, dessen Unterstufe aus einem horizontal startenden Hyperschallflugzeug besteht, das ein luftatmendes Triebwerk besitzt und mittels Wasserstoffverbrennung betrieben wird. Die Oberstufe ist ein mit Raketenantrieb ausgestattetes Orbitalfahrzeug. „Sänger“ benötigt keinen Raketenstartplatz in Äquatornähe, wie alle bisherigen Raumtransportsysteme, sondern kann von jedem größeren Flugplatz aus starten und landen. Wegen des luftatmenden Triebwerkes der Unterstufe dürfte das Verhältnis von Nutzlast zu Startgewicht ungleich günstiger werden als bei den heute eingesetzten voll raketentriebenen Systemen, was die Betriebskosten reduziert. Eine weitere Verbilligung rührt daher, daß Unter- und Oberstufe wiederverwendbar sind, während bei der jetzt in Entwicklung befindlichen Kombination Hermes-Ariane 5 nur der Raumgleiter Hermes zur Erde zurückkehrt, die Transportrakete Ariane 5 aber verloren geht. Schließlich könnte die Unterstufe von „Sänger“ in ferner Zukunft als Prototyp für die Entwicklung von Hyperschall-Flugzeugen dienen.

Es sollte das dringende Anliegen der deutschen Raumfahrtpolitik sein, das „Sänger“-Projekt auf nationaler Basis so intensiv zu fördern, daß die ESA nicht umhin kann, es im Laufe der 90er Jahre als europäisches Projekt zu übernehmen und etwa um das Jahr 2010 zur Einsatzreife zu bringen. Daß dies der politische Wille der Bundesregierung ist, hat kürzlich der Koordinator für Luft- und Raumfahrt, der Parlamentarische Staatssekretär Dr. Erich Riedl, sehr klar zum Ausdruck gebracht. Unter Bezug auf einen Aufsatz „Kein Sänger ohne Hermes“, den der Generaldirektor der ESA Prof. Reimar Lüst, kürzlich veröffentlicht hat, sagte Riedl: „Kein Hermes ohne Sänger“. Das heißt – anders ausgedrückt –, daß die Bundesregierung die Bereitschaft der ESA-Mitgliedsstaaten zur Europäisierung des „Sänger“-Projekts zur Voraussetzung einer weiteren Beteiligung an dem Hermes-Projekt machen könnte.

Eine solche Strategie läßt sich jedoch nur durchhalten, wenn wir im nationalen Raumfahrtprogramm genügend Mittel übrig haben, um jetzt und in der nahen Zukunft das „Sänger“-



Projekt so voranzutreiben, daß seine technische Realisierbarkeit und seine wirtschaftliche Effektivität überzeugend bewiesen werden können. Lassen Sie mich abschließend die bisher zurückgestellte Frage aufgreifen, wodurch die bemannte Raumfahrt legitimiert werden kann.

Wir hatten früher gesehen, daß die unbemannte Raumfahrt sehr wohl durch die schon heute praktizierten Nutzungen gerechtfertigt werden kann, daß dies aber für die bemannte Raumfahrt nicht im vergleichbaren Maße zuzutreffen scheint. Warum aber dann bemannte Raumfahrt? Hier wäre zunächst ein politisches Argument anzuführen: Die Realisierung der bemannten Raumfahrt ist so kostspielig, daß nur eine enge Zusammenarbeit über nationale Grenzen hinweg zum Erfolg führen kann. Deshalb hat z. B. der amerikanische Präsident im Jahre 1984 Kanada, Japan und die europäischen Mitgliedsstaaten der ESA aufgefordert, sich an einer internationalen Raumstation zu beteiligen. Dieses Angebot wurde angenommen und das Columbus-Projekt stellt den europäischen Beitrag dar.

Es gibt aber auch wirtschaftliche Gründe, die für die bemannte Raumfahrt sprechen. So ist die Lebensdauer von Nachrichtensatelliten selbst dann begrenzt, wenn keine technischen Störungen auftreten, da der für Lageregelungsmanöver benötigte Treibstoff nach dieser Zeit zu Ende geht. Wenn eine Raumstation existiert, dann können auf der Station befindliche Kleintransporter defekte Satelliten reparieren oder auch einfangen und zur Raumstation transportieren, wo sie gewartet und für einen erneuten Einsatz aufgetankt werden können. Ähnliches gilt natürlich auch für wissenschaftliche Satelliten, für die Wartung von Solargeneratoren usw.

Von entscheidender Bedeutung aber könnte zukünftig die Funktion der Raumstation als Weltraumbahnhof sein. Man diskutiert heute Raumflugkörper und Plattformen, die so groß sind, daß sie von der Erde aus nicht mit nur einem Start auf die Reise geschickt werden können. Solche Strukturen aber ließen sich auf der Raumstation von Astronauten und Robotern aus Einzelteilen zusammenbauen. Beispiele sind Antennenfarmen für die Kommunikation und Erdkunde, die die Vielzahl einzelner Satelliten ersetzen könnten, für die auf den bevorzugten Umlaufbahnen bald kein Platz mehr sein wird. Ein solcher Zwischenbahnhof ist auch dann unabdingbar, falls Missionen zu Mond und Mars durch geführt werden sollen. Das gravierendste Argument zugunsten der bemannten Raumfahrt aber scheint mir darin zu liegen, daß ihre Realisierung eine technologische Herausforderung allerersten Ranges ist. Ein Land, das sich dieser Herausforderung entzieht, dürfte über kurz oder lang technologisch zurückfallen und im Wettbewerb der führenden Industrienationen nicht mehr mithalten können. Es sollte zu denken geben, daß Japan, das größten Wert darauf gelegt hat, daß sich seine Zukunftsinvestitionen sehr bald ökonomisch auszahlen und das mit dieser Industrie- und Forschungspolitik höchst erfolgreich war, intensiv in die bemannte Raumfahrt eingestiegen ist.

Im übrigen ist es weniger der unmittelbare „Spin-off“, der die Raumfahrt rechtfertigt, als der technologische Impuls, der von ihr aus geht. Es trifft zwar nicht zu, daß z. B. viele für die Raumfahrt entwickelte elektronische Geräte auch unmittelbar für nichtraumfahrtbezogene Nutzungen verwendet werden können, aber die Entwicklung der Mikroelektronik als Ganzes ist durch die Anforderungen der Raumfahrt beschleunigt worden.

Schließlich verdient noch ein Argument Beachtung, das von dem NASA-Planer Jesco von Puttkamer in den Vordergrund gestellt wird. Ihm zufolge müssen wir die Instrumente der bemannten Raumfahrt als Handwerkszeug für die nächste Generation betrachten. Die Entwicklung solcher komplexer Systeme wie etwa einer Raumstation dauert zu lange, als daß man warten dürfte, bis für jedermann einsichtige Rechtfertigungsgründe vorgebracht wer-

den können. So habe man ja auch vor dreißig Jahren, als die ersten Satelliten und Träger-  
raketen in den Weltraum befördert wurden, nicht ahnen können, daß sich weniger als drei  
Jahrzehnte später im Bereich der Nachrichtentechnik eine kommerzielle Anwendung her-  
auskristallisieren würde, mit der viel Geld verdient wird.

Lassen Sie mich zum Schluß kommen. Raumfahrt und Reaktortechnik haben das Faktum  
gemeinsam, daß sie Großtechnologien sind und deshalb nicht in der Gunst der Öffentlichkeit  
stehen, die sich heute in unserem Lande eher der Parole „Small is beautiful“ und dem hedon-  
istischen *carpe diem* verschrieben hat. Beide haben aber meiner festen Überzeugung  
nach auch den Umstand gemeinsam, daß sich bei vernünftiger und unvoreingenommener  
Betrachtung die Gelder rentieren, die man in sie investiert. Und beide bieten Chancen, die  
man nicht ungenutzt lassen darf, wenn man vor dem Urteil der Nachwelt bestehen will.

# Auslegungsüberschreitende Störfälle und Reaktorsicherheit

## A. Birkhofer<sup>1)</sup>

### 1. Einleitung

Schadenverhütung durch Auslegung, Prüfung und Betriebsführung der Kernkraftwerke ist vorrangiges Ziel der Reaktorsicherheit. Stellvertretend und repräsentativ hierfür kann der Ausbau des mehrstufigen Schutzkonzepts genannt werden, welches in den heute vorwiegend betriebenen Leichtwasserreaktoren westlicher Länder meist auf ähnliche Weise realisiert ist. Dieses Konzept schließt Sicherheitssysteme ein, die auch bei schwerwiegenden Schadensfällen dafür sorgen, daß Störfälle ohne Gefährdung von Bevölkerung und Umwelt beendet werden.

Wegen der hohen Qualität der schadenverhütenden Maßnahmen ist die Wahrscheinlichkeit eines von den Sicherheitseinrichtungen nicht beherrschten Unfalls äußerst klein. Dennoch läßt sich ein Versagen auch bei sehr zuverlässigen technischen Systemen nicht naturgesetzlich ausschließen. Sicherheit kann grundsätzlich nicht absolut sein. Daher hat man sich schon seit vielen Jahren im Sinne der Frage „was wäre, wenn ...?“ auch mit auslegungsüberschreitenden Störfällen befaßt.

Ich darf hier zunächst den Begriff des auslegungsüberschreitenden Störfalls, der nicht immer auf einheitliche Weise gebraucht wird, aus meiner Sicht erläutern. Ich möchte darunter einen Ereignisablauf verstehen, bei dem die Sicherheitssysteme ihre in der Auslegung vorgesehene Funktion wegen zusätzlicher Fehlerpostulate nicht erfüllen. Solche Ereignisabläufe führen nicht zwangsläufig zum Kernschmelzen. Sie können in vielen Fällen noch durch die verbleibenden Sicherheitseinrichtungen beherrscht werden. Grund dafür sind die wegen der konservativen Auslegungsprinzipien bestehenden Reserven. Mit welcher Wahrscheinlichkeit unzulässige Schadenszustände bis hin zum Kernschmelzen auftreten, wird durch Zuverlässigkeits- und Risikoanalysen ermittelt.

Solche Untersuchungen zeigen auch Stärken und Schwächen der Sicherheitsauslegung auf. Sie geben ferner gute Hinweise auf Verbesserungsmöglichkeiten, wobei sich hier zwei unterschiedliche Wege anbieten: Der erste besteht in der Verstärkung der sicherheitstechnischen Auslegung. Schadensmöglichkeiten können verringert oder beseitigt, Sicherheitssysteme verbessert oder zusätzlich installiert werden. Dadurch ließen sich Störfälle vermeiden oder beherrschen, die bei der vorhandenen Anlagentechnik wegen postulierten Versagens der Sicherheitssysteme zu schweren Kernschäden führen würden. Solche Verbesserungen sind besonders dann sinnvoll und notwendig, wenn einzelne Schwachstellen zu einer Unausgewogenheit des Auslegungskonzepts führen. Ein Beispiel ist die Einführung des viersträngigen Notspeisesystems, welches die Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr bei Störfällen ganz wesentlich erhöht hat.

Die zweite Möglichkeit besteht in der Einführung von Maßnahmen einer anderen Qualität, um auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen noch eingreifen zu können. Es hat sich nämlich gezeigt, daß es bei Versagen von Sicherheitssystemen im Störfall in der Regel frühestens einige Stunden nach Störfallbeginn zum Auftreten ernsthafter Schäden am Reaktorkern käme. Diese Zeit kann für Eingriffe und anlageninterne Notfallmaßnahmen genutzt werden, um schwere Schäden am Reaktorkern zu verhüten oder zumindest die Folgen solcher Schäden zu begrenzen.

1) Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer, Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

## 2. Anlageninterner Notfallschutz

Anlageninterner Notfallschutz umfaßt alle Maßnahmen, die in einem Kernkraftwerk ergriffen werden, um auslegungsüberschreitende Störfälle frühzeitig und sicher zu erkennen, zu kontrollieren und mit möglichst geringen Schäden zu beenden. Eine wesentliche Grundlage ist die flexible Nutzung der Sicherheits- und Betriebssysteme auch außerhalb ihres auslegungsgemäß vorgesehenen Einsatzgebietes sowie die Verwendung externer Systeme. Es geht dabei um die Einhaltung von weniger aber vitalen Schutzziele. Solche Ziele sind:

1. Der Reaktor muß unterkritisch gehalten werden.
2. Der Kern ist ausreichend zu kühlen. Bei Druckwasserreaktoren dient hierzu auch der Erhalt der sekundärseitigen Wärmesenke.
3. Die druckführende Umschließung soll geschützt werden.
4. Die Integrität des Sicherheitsbehälters muß erhalten werden.
5. Eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen an die Umgebung ist zu begrenzen und darüber hinaus so gering wie möglich zu halten.
6. Grundfunktionen, wie die Gleich- und Notstromversorgung, müssen gesichert werden.

Die Erfüllung der Schutzziele hat Vorrang vor konkurrierenden Anforderungen. Eine Überbeanspruchung mit Beschädigung von Systemen ist dabei hinzunehmen.

Im Sinne der Priorität der Schadenverhütung gegenüber der Schadenbegrenzung würde sich anlageninterner Notfallschutz zunächst auf das Vermeiden von Schäden am Reaktorkern konzentrieren. Hierfür wurden bereits konkrete Konzepte entwickelt, wie beispielsweise die sekundär- oder primärseitige Druckentlastung mit anschließender Bespeisung (auch als „Bleed-and-Feed“ bezeichnet). Dieser Maßnahmenbereich wird unter dem Begriff präventiver Notfallschutz zusammengefaßt. Er bewirkt eine Reduzierung der Wahrscheinlichkeit von Kernschmelzunfällen.

Sollten präventive Notfallmaßnahmen fehlschlagen, könnte immer noch versucht werden, wenigstens die Folgen eines Kernschmelzens so gering wie möglich zu halten. Solche Maßnahmen werden auch durch den Ausdruck „schadensbegrenzender Notfallschutz“ charakterisiert.

Zunächst müßte hier versucht werden, die beginnende Kernschmelze zu beenden, um den beschädigten Kern im Reaktordruckbehälter zu halten. Der Unfall in Harrisburg hat gezeigt, daß dies selbst bei einem weitgehend geschmolzenen Kern möglich ist. Ferner ist es wichtig, ein Versagen des Reaktordruckgefäßes unter hohem Primärkreisdruck zu verhindern. Auch hierzu wurde mit der primärseitigen Druckentlastung bereits ein Konzept entwickelt. Eine wesentliche Voraussetzung für die Sicherung der Nachwärmeabfuhr ist die Notstromversorgung. Die Qualität der Netzanbindung gewährleistet, daß diese selbst bei Totalausfall der Stromversorgung nach spätestens 2 Stunden wieder vorhanden ist. Daraus folgt, daß die Notfallmaßnahmen den Reaktorkern in den meisten Fällen unbeschädigt oder wenigstens im Reaktordruckbehälter halten können. Ereignisse mit Durchschmelzen des Druckgefäßes sind daher noch wesentlich unwahrscheinlicher und müssen nicht in der gleichen Qualität in die Planungen einbezogen werden.

Sollte trotz allem ein Durchschmelzen des Druckgefäßes stattfinden, müßten sich die Anstrengungen auf den Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters und die Begrenzung der Spaltproduktfreisetzung konzentrieren. Hierfür wurden ebenfalls Konzepte entwickelt

und teilweise schon realisiert. Beispiele sind die gefilterte Druckentlastung und – bei Siedewasserreaktoren – die Inertisierung des Sicherheitsbehälters. Weitere Maßnahmen werden diskutiert.

Insgesamt kann ein gut spezifizierter und vorbereiteter anlageninterner Notfallschutz eine erhebliche Reduktion des Risikos bewirken. Beispielsweise vermindern die in der Phase B der deutschen Risikostudie untersuchten Notfallmaßnahmen die Wahrscheinlichkeit eines Kernschmelzunfalls um nahezu eine Größenordnung. Für einzelne Ereignisklassen ergibt sich ein noch größeres Potential. Durch Ausbau dieses Bereichs ist daher eine entscheidende Verbesserung der Risikovorsorge möglich.

### **3. Die „Diversität“ des anlageninternen Notfallschutzes**

Der Verlauf von auslegungsüberschreitenden Ereignissen unterscheidet sich in mehrfacher Hinsicht von den durch die Sicherheitsauslegung abgedeckten Störfällen:

- Es handelt sich um komplexe Ereignisverkettungen, die zwar theoretisch denkbar sind, deren Auftreten aber vernünftigerweise kaum unterstellt werden kann.
- Diese Ereignisverkettungen sind möglicherweise vom Betriebspersonal nicht diagnostizierbar, da ihnen kein vorgedachter Störfallablauf entspricht.
- Eine Vorgabe konservativer Annahmen für eine zuverlässige und abdeckende Vorausberechnung des Ereignisablaufs ist im allgemeinen nicht möglich.
- Definitionsgemäß ist bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen davon auszugehen, daß Sicherheitseinrichtungen nicht verfügbar oder schadhaft sind.

Eine starr am Ereignisablauf orientierte Abfolge von Schutzaktionen wäre unter diesen Umständen nicht sicherheitsgerichtet. Dies gilt ganz besonders für automatisierte Eingriffe.

Bei Unfällen mit Kernschmelzen ergeben sich noch zusätzliche Gesichtspunkte. Hier ist wegen der Komplexität der Phänomene die Möglichkeit einer durchgehenden Simulation der Ereignisabläufe grundsätzlich nicht gegeben. Berechnungen müssen sich vielmehr auf einzelne Szenarien eines gedachten Unfallablaufs beschränken. Ein Beispiel hierfür ist die Beton-Schmelze-Wechselwirkung, die nur unter ungewissen Annahmen über die Anfangs- und Randbedingungen untersucht werden kann.

Aus diesen Gründen werden beim anlageninternen Notfallschutz Vorgehensweisen angewandt, die von denen der Auslegung in wesentlichen Punkten verschieden sind:

1. Statt an Ereignisabläufen orientieren sich die Schutzaktionen an dem durch die Überwachung der Schutzziele erfaßten Anlagenzustand.
2. An die Stelle vorausgedachten Handelns tritt die flexible Reaktion auf unerwartete und im Detail möglicherweise unerkannte Ereignisabläufe. Der automatisierte Schutzeingriff wird durch die Entscheidung der letzten Instanz „Mensch“ ersetzt.
3. Der Vorrang von automatischen Aktionen und Verriegelungen des Reaktorschutzes gegenüber Handmaßnahmen wird aufgehoben, um Handlungsfreiheit für ultima-ratio-Maßnahmen zu schaffen.
4. An die Stelle deterministischer Auslegungsgrundsätze und konservativer Störfallberechnungen treten probabilistische Bewertungen und möglichst realistische Simulationen. Sie bilden die Grundlage für die Identifikation und Planung von Maßnahmen.

In seiner Verschiedenartigkeit liegt die besondere Stärke des anlageninternen Notfallschutzes. In der Systemtechnik ist Diversität ein wirksames Mittel, um sich vor verborgenen systematischen Fehlern redundanter Systeme zu schützen. In ähnlicher Weise dient die Verschiedenartigkeit des anlageninternen Notfallschutzes der Kompensation nicht absolut ausschließbarer systematischer Schwächen der Sicherheitsauslegung.

#### **4. Sicherheitsstrategie im auslegungsüberschreitenden Bereich**

Das klassische Mehrstufenkonzept der Sicherheitsauslegung verbessert die Wirksamkeit der einzelnen Schutzebenen 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.

Hierzu dient neben dem beschriebenen Prinzip des „diversitären“ Ansatzes vor allem das schutzzielorientierte Vorgehen. Durch Überwachung der Schutzziele können diejenigen Anlagenzustände erfaßt werden, welche die kritischen Pfade auf dem Weg zu einem Kernschmelzen darstellen. Notfallmaßnahmen werden ergriffen, wenn Schutzziele gravierend verletzt werden. Ihre Wirksamkeit ist weitgehend unabhängig vom spezifischen Ereignisablauf. Die neue Schutzebene kann daher auslegungsüberschreitende Störfälle auch dann erfassen, wenn diese extrem unwahrscheinlich und nicht im Detail vorausgedacht sind.

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.

#### **5. Die Bedeutung des Menschen**

Für den anlageninternen Notfallschutz bleibt der Mensch die wesentliche handelnde und entscheidende Instanz. Angesichts der komplexen Ereignisverkettungen und Phänomene sowie der schwierigen Diagnose müssen sich seine Eingriffe auf ein umfassendes und tiefes Verständnis der wesentlichen Vorgänge stützen.

Wartpersonal und Krisenstab sind dazu durch geeignete technische Hilfsmittel zu unterstützen. Verbesserungen der Schnittstelle zwischen Mensch und Maschine müssen helfen, Handlungsentscheidungen abzusichern, zu beschleunigen und Streß zu mildern. Es ist wichtig, das in solchen Extremfällen auftretende Informationsüberangebot zu reduzieren. Die Information sollte so strukturiert werden, daß der Anlagenzustand möglichst sicher und schnell beurteilt werden kann. Computergestützte Diagnosehilfen und Notfallhandbücher, Einrichtungen zur Reduktion der Meldedichte, Expertensysteme und andere Mittel moderner Informationstechnik können dazu wesentlich beitragen.

Die Durchführung von Notfallmaßnahmen ist durch sorgfältige Vorbereitung, durch Ausbildung und teilweise auch durch Training abzusichern. Besonders wichtig ist, daß die möglichen Vorgänge und Phänomene grundlegend verstanden werden. Dies erfordert verbesserte Computerprogramme und neuartige Simulatoren, um auslegungsüberschreitende

Störfälle möglichst realistisch darstellen zu können. Mit solchen Hilfsmitteln ist auch die Durchführbarkeit von Maßnahmen zu prüfen. Wo schnelles Handeln gefordert ist, hohe Anforderungen an die Kommunikation bestehen oder ungewöhnliche Beanspruchungen vorliegen, müssen Handlungen auch unter realistischen Bedingungen geübt werden. Dies gilt besonders für Maßnahmen des präventiven anlageninternen Notfallschutzes und für den Übergang von der Auslegung zum Notfallschutz.

## **6. Übergang von der Auslegung zum anlageninternen Notfallschutz**

Anlageninterner Notfallschutz soll von der Sicherheitsauslegung klar abgegrenzt sein. Die Vorschriften und Vorschläge zur Durchführung von Maßnahmen werden daher in einem separaten Notfallhandbuch zusammengefaßt. Damit stellt sich auch die Frage, wie von der auslegungsgemäßen Störfallbeherrschung laut Betriebshandbuch zu Notfallmaßnahmen gemäß Notfallhandbuch überzugehen ist.

Ich habe darauf hingewiesen, daß auch bei Versagen der Sicherheitssysteme erhebliche Zeit vergehen würde, bevor es zu einer deutlichen Verletzung der Schutzziele käme. Für bestimmte Störfallabläufe ist in Zukunft noch genauer zu untersuchen, inwieweit dieser Zeitraum für die Diagnose kritischer Zustände und für die Vorbereitung von Notfallmaßnahmen ausreicht.

Für die Diagnose ist die Überwachung der Schutzzieleerfüllung durch Sicherheitsparameter von besonderer Bedeutung. Sollten Schutzzielverletzungen auftreten, würde die Betriebsmannschaft, zunächst noch im Rahmen des Betriebshandbuchs, Eingriffe vornehmen, um die Sicherheitsparameter wieder in den zulässigen Bereich zurückzuführen. Erst wenn dies nicht gelänge und die Sicherheitsparameter eine gravierende Schutzzielverletzung anzeigen würden, müßten anlageninterne Notfallmaßnahmen eingeleitet werden.

Dieser Übergang zum Notfallhandbuch durch den schutzzielorientierten Teil des Betriebshandbuchs ist eine wichtige Voraussetzung für konsistentes Vorgehen. Es muß dabei auch klar geregelt sein, welche Verantwortlichkeiten die Betriebsmannschaft und der zu bildende Krisenstab haben.

## **7. Ausblick**

Die weitere Verbesserung der Sicherheitstechnik ist eine ständige Aufgabe und Herausforderung. Naturgemäß stehen dabei die in Betrieb befindlichen Anlagen derzeit im Mittelpunkt des Interesses. Aber auch die Weiterentwicklung der Kerntechnik wird erhebliche Anstrengungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit erfordern. In den meisten Nationen besteht Konsens, daß eine weltweit verstärkte Nutzung der Kernenergie angesichts des Wachstums der Weltbevölkerung und der mit fossilen Energieträgern verbundenen ökologischen Probleme nicht zu umgehen sein wird.

Verbesserungen der Sicherheitsauslegung können und müssen hier in jedem Fall wichtige Beiträge leisten. Anlageninterner Notfallschutz eröffnet jedoch der Risikovorsorge eine zusätzliche Dimension, die mit den Mitteln deterministischer Auslegung allein nicht erschlossen werden kann. Darin liegt seine Bedeutung sowohl für die Sicherheit der bestehenden Anlagen als auch für die Weiterentwicklung der Kerntechnik.

# Thermohydraulische Prozesse im Kühlkreislauf bei schweren Störfällen

K. Trambauer, E. Hicken, K. Wolfert<sup>1)</sup>

## Kurzfassung

Im Rahmen von Sicherheitsanalysen werden auch Störfälle mit postuliertem Versagen der Sicherheitseinrichtungen untersucht. Kommt es im weiteren Verlauf eines Störfalles zu einer ungenügenden Kühlung der Kernbrennstäbe, können diese aufbrechen und radioaktive Spaltprodukte freisetzen. Erst die genaue Kenntnis der sehr komplexen Vorgänge erlaubt, Maßnahmen gezielt zu entwickeln, um derartige Fälle noch unwahrscheinlicher zu machen oder ihre Auswirkungen zu begrenzen. Sie werden unter dem Fachbegriff „Anlageninterne Notfallmaßnahmen“ zusammengefaßt.

Planung, Bewertung und gezielte Durchführung dieser Maßnahmen setzen nicht nur die Kenntnis über den Zustand des Reaktorkerns und die thermohydraulischen Bedingungen im Kühlkreislauf voraus. Sie erfordern auch das Wissen darüber, wie sich der Störfall weiter entwickelt und welche Konsequenzen sich aus der Durchführung der Maßnahmen ergeben.

Die Analysen zeigen, daß bei einem Teil der auslegungüberschreitenden Störfälle nur der Einsatz anlageninterner Notfallmaßnahmen das Versagen des Reaktordruckbehälters verhindern kann. Sie zeigen auch, daß in einigen Fällen die Maßnahmen frühzeitig ergriffen werden müssen, um wirksam sein zu können. Deshalb müssen durch die Analyse der Störfallabläufe eindeutige Kriterien geschaffen werden, die den Übergang vom Betriebshandbuch zum Notfallhandbuch festlegen.

## Abstract

Safety Analyses also investigate incidents with postulated failure of the safety systems. If there is insufficient cooling of the fuel rods in the further course of an incident the rods may burst and release radioactive fission products. Only a precise knowledge of the extremely complex processes enables specific measures to be developed which render such incidents even more improbable or which limit their consequences. Such measures are collectively referred to as „accident management“.

The planning, evaluation and specific implementation of these measures do not only require a knowledge of the state of the reactor core and the thermohydraulic conditions in the cooling circuit; they also require a knowledge of how an incident will continue to develop and of the consequences when implementing these measures.

The analyses show that with some of the accidents beyond design basis accidents, only accident management can prevent the failure of the reactor pressure vessel. They also show that, in some cases, the measures have to be taken early enough in order to be effective. The analysis of incident sequences must therefore provide clear criteria which establish when to switch from the operating manual to the emergency manual.

---

<sup>1)</sup> Dr. Klaus Trambauer, Prof. Dr. Enno Hicken und Dr. Klaus Wolfert, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH



## Einleitung

In Leichtwasserreaktoren können schwere Störfälle mit gravierenden Kernschäden bei Versagen mehrerer Sicherheitseinrichtungen auftreten. Zur Beherrschung solcher Störfälle und zur Minderung der Störfallfolgen werden anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen durchgeführt. Die Auslegung, Bewertung und gezielte Durchführung dieser Maßnahmen setzen nicht nur die Kenntnis des Zustandes des Kerns und der thermohydraulischen Bedingungen im Kühlkreislauf voraus. Sie erfordern auch das Wissen über die weitere Störfallentwicklung und über die Konsequenzen, die sich aus der Durchführung der Maßnahmen ergeben. Deshalb werden schwere Störfälle detailliert analysiert. Dazu werden deterministische Rechenprogramme verwendet, die die thermohydraulischen Prozesse im Kern und im Kühlkreislauf modellmäßig beschreiben. In die modellmäßige Beschreibung dieser Prozesse gehen Parameter ein, die im allgemeinen durch Versuche bestimmt werden müssen. Die Parameter können jedoch nicht für alle möglichen Zustände bestimmt werden, da die Durchführbarkeit von Versuchen beschränkt ist. Dies liegt zum einen an den großen Abmessungen der Reaktoren und zum anderen an dem großen Temperatur- und Druckbereich. So treten bei schweren Störfällen Temperaturen bis zu 3000 K und Drücke bis zu 20 MPa auf. Des weiteren werden mit fortschreitender Kernschädigung der Kernzustand zunehmend heterogen und stochastische Zustandsänderungen bedeutender. Daraus ergibt sich, daß mit zunehmendem Grad der Kernschädigung unser Wissen über den Zustand des Systems in zeitlicher und örtlicher Diskretisierung immer ungenauer wird und schließlich nur noch energetische Abschätzungen über das Gesamtsystem getroffen werden können.

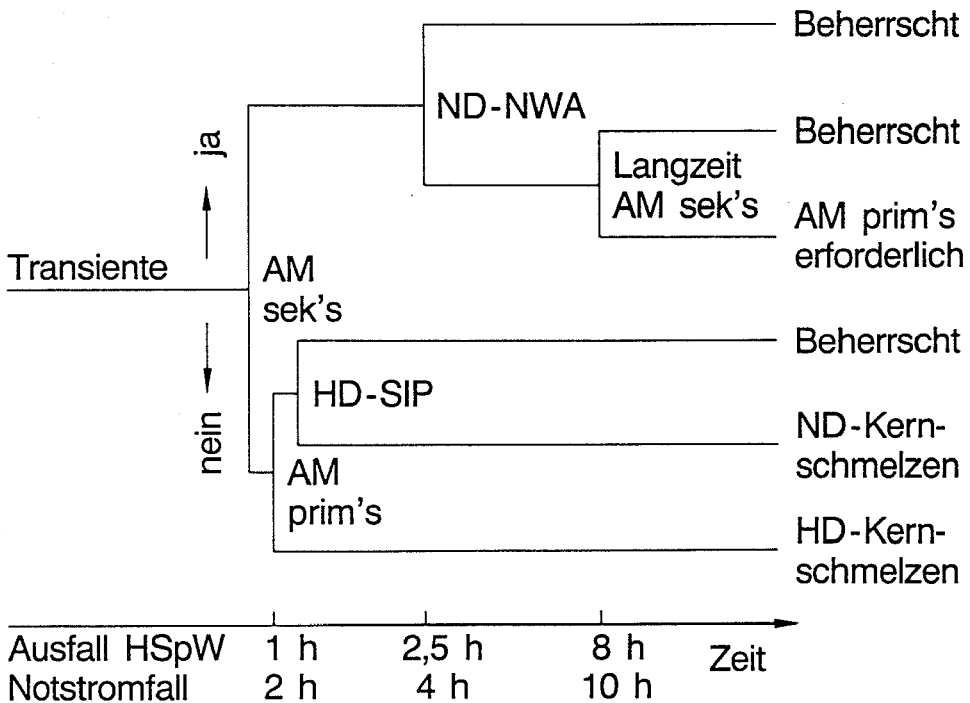


Bild 1: Ereignisablaufdiagramm für Transienten mit AM-Maßnahmen

Da mit zunehmender Kernzerstörung auch die Eingriffsmöglichkeiten zur Kühlung des Kerns abnehmen, sollen im folgenden vor allem die Prozesse beschrieben werden, die das thermohydraulische Verhalten im Kern und im Kühlkreislauf während auslegungsüberschreitender Störfälle wesentlich beeinflussen, soweit die Kühlbarkeit des Kerns noch besteht oder wieder erreicht werden kann. Die Beschreibung der Prozesse orientiert sich an dem Störfallablauf mit vollständigem Ausfall der Speisewasserversorgung eines Druckwasserreaktors (DWR) (Bild 1). Gleichwohl wird auch auf Aspekte eingegangen die für Siedewasserreaktoren (SWR) bedeutsam sind.

### Zustand des Kerns und des Kühlkreislaufes zu Beginn der Kernschädigung

Gemeinsam für alle auslegungsüberschreitenden Störfälle mit gravierenden Kernschäden sind Kerntemperaturen über 900 °C während eines längeren Zeitraumes. Diese hohen Kerntemperaturen treten nur dann auf, wenn bei stagnierendem Kerndurchsatz die Kernfreilegung mehr als 30 % beträgt (Bild 2). Dies setzt einen erheblichen Kühlmittelverlust voraus, da bei genügend Wasserinventar die kontinuierliche Verdampfung eine effektive Kühlung bewirkt.

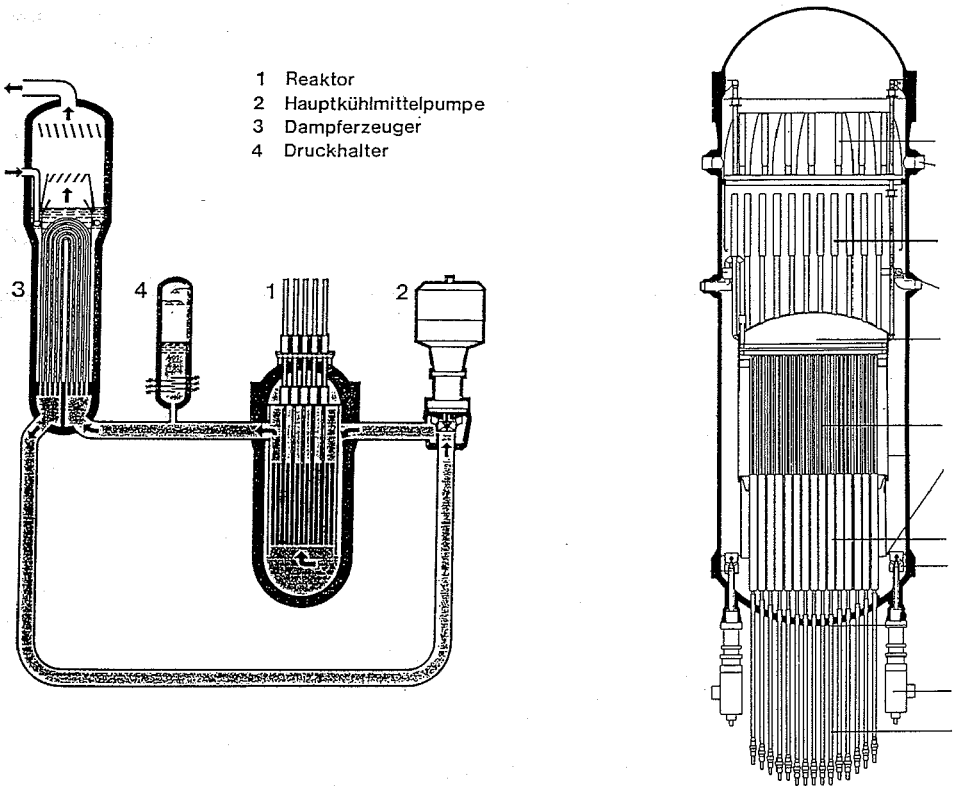


Bild 2: Reaktorkühlkreislauf für DWR und SWR

Der Kühlmittelverlust kann durch das auslösende Ereignis eines Bruches oder einer Leckage der druckführenden Umschließung des Primärkreislaufes eingeleitet worden sein. Er kann auch, wie in dem hier diskutierten Störfallablauf, als Folge ungenügender Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis durch das Abströmen des Kühlmittels über die Druckhalterventile eintreten. Vergleichbar damit ist beim SWR der Kühlmittelverlust über die Abblaseleitungen.

Grundsätzlich stehen genügend Systeme zur Verfügung um über die Dampferzeuger die Nachzerfallswärme abzuführen und um den Kühlmittelverlust des Reaktorkühlsystemes durch Einspeisung auszugleichen. Erfolgt die Freisetzung des Kühlmittels jedoch außerhalb des Sicherheitsbehälters oder liegt eine ständige Leckage zum Dampferzeuger vor, oder versagt die Rückförderung des Sumpfwassers bzw. die des Wassers aus der Kondensationskammer (SWR), führt dies nach Erschöpfung der Notkühlmittelvorräte schließlich zur Kernfreilegung. In dem hier diskutierten Störfallablauf ist infolge der fehlenden Wärmeabfuhr in den Dampferzeugern der Kühlmitteldruck höher als der Förderdruck der Sicherheitseinspeisepumpen und deshalb keine Einspeisung möglich.

Die Zeitspanne zwischen mehrfachem Systemausfall und Kernfreilegung kann von weniger als einer Stunde bis zu zehn und mehr Stunden reichen. Dies ist bedeutsam für den Zeitraum der Einleitung anlageninterner Maßnahmen. Die Zeitspanne ist außerdem eine wichtige Einflußgröße für die Kernaufheizung, die nach der Kernfreilegung zunächst von der Nachzerfallsleistung bestimmt ist.

Ein weiterer wichtiger Parameter ist der Systemdruck des Primärkreislaufes. Er kann bei DWR im Bereich von 0,1 MPa bis etwa 18 MPa liegen, je nach der Bruchgröße und der Funktion der Druckhalterventile. Bei Siedewasserreaktoren liegt der maximale Druck bei etwa 10 MPa.

Von wesentlichem Einfluß ist außerdem die Verfügbarkeit der Hauptkühlmittelpumpen (HKPn) bei DWR. Fallen die HKPn frühzeitig aus, oder sind von Beginn des Störfalles an nicht verfügbar, führt die Phasenseparation im Kühlkreislauf zu einem definierten Wasserspiegel und langsamer Kernfreilegung. Sind wie in dem hier diskutierten Störfallablauf die Pumpen in Betrieb, so bildet sich zunächst kein Wasserspiegel im Kernbereich aus. Erst das Ausschalten der HKPn führt zu einer Phasenseparation innerhalb weniger Minuten. Werden sie erst relativ spät ausgeschaltet, d.h. bei einem hohen Dampfanteil im Kühlkreislauf, führt dies zu einer sehr schnellen Kernfreilegung. Der Wasserspiegel bildet sich dann erst im unteren Kernbereich.

### **Prozesse während der Kernschädigung**

Ausgehend von einem teilbedeckten Kern mit stagnierendem Kühlmittel erfolgt nun die weitere Kernfreilegung und Kernaufheizung. Ohne weitere Maßnahmen würde in dem hier diskutierten Störfallablauf der Kern bei hohem Druckschmelzen und schließlich der Reaktordruckbehälter versagen. Die Konsequenzen, die sich daraus für den Sicherheitsbehälter ergeben, werden im folgenden Beitrag beschrieben. Um das Versagen des Reaktordruckbehälters bei hohem Druck abzuwenden, muß deshalb mit allen zur Verfügung stehenden Mitteln versucht werden, den Druck zu senken und schließlich Wasser zur Kühlung des Kernes einzuspeisen. Es soll jedoch zunächst der Störfallablauf ohne die Einleitung von anlageninternen Maßnahmen betrachtet werden.

Der am Kernaustritt überhitzte Dampf strömt beim DWR über das obere Plenum zu den Hauptkühlmittelleitungen. Der Dampf wird an den kälteren Strukturen abgekühlt und strömt zum Teil wieder zurück zum Kernbereich – es bildet sich freie Konvektion aus. Die Intensität

dieser Konvektion hängt von der Aufheizung der Einbauten im oberen Plenum, der Rohrleitungen und dem Wärmeübergang an die Dampferzeugerheizrohre sowie der Vermischung heißen und kälteren Dampfes ab. Sie bewirkt anfangs eine Kühlung des Kerns, die die Kernaufheizung verzögert.

Bei SWR kann sich dagegen keine großräumige freie Konvektion ausbilden. Sie wird durch die Separatoren und die Brennelementkästen behindert.

Mit zunehmender Kerntemperatur setzt die exotherme Reaktion des Wasserdampfes mit dem Zirkonium der Brennstabhüllrohre ein. Wie in vielen Experimenten zu sehen ist, erfolgt eine Temperaturskalation, wenn die Kerntemperatur 1200 bis 1400 °C erreicht. Würde das gesamte Zirkonium im Kernbereich oxidieren, würde die Reaktionsenergie ausreichen, um den Kern aufzuschmelzen. Infolge der vielen Strukturmaterialien aus Zirkaloy im SWR enthält dieser etwa zweieinhalb mal so viel Zirkonium als ein DWR und damit auch ein entsprechend größeres Energiepotential. Bei der Umwandlung von Zirkonium in Zirkondioxid wird Wasserstoff frei. Der Wasserstoff strömt mit dem nicht verbrauchten, hoch überhitzten Dampf in den Primärkreis ab.

Liegen im Bereich der Konvektionsströmung die Strukturtemperaturen zum Teil unterhalb der Sättigungstemperatur des Wasserdampfes, kondensiert der Wasserdampf und der Wasserstoff kann sich in diesen Regionen anreichern. Der Bereich der Konvektionsströmung wird damit eingeschränkt und deren verzögernde Wirkung auf die Kernaufheizung nimmt ab.

Die Aufheizung des Systems bewirkt nicht nur Verdampfung, sondern auch die Ausdehnung des überhitzten Dampfes und des Wasserstoffes. Deshalb strömt kontinuierlich oder zyklisch, entsprechend der Wirkungsweise der Ventile, ein Dampf-Wasserstoffgemisch in den Sicherheitsbehälter ab. Der Wasserstoff stellt für die Integrität des Sicherheitsbehälters ein erhebliches Gefahrenpotential dar. Darüber wird im folgenden Beitrag berichtet werden.

Mit der Aufheizung der Strukturen können die Rohrleitungen Temperaturen erreichen, die bei hohem Innendruck zu deren Versagen führen. So liegt experimentell verifiziert die Versagenstemperatur der Hauptkühlmittelleitung bei etwa 700 °C wenn der Systemdruck 16 MPa beträgt.

Neben der Hüllrohroxidation durch Wasserdampf treten mit steigender Kerntemperatur weitere Kernschädigungen auf. Ist der Brennstabinnendruck größer als der Kühlmitteldruck, dehnen sich die Hüllrohre und bersten schließlich.

Die metallurgischen Eigenschaften der Kernmaterialien bei hohen Temperaturen sind wesentlicher Teil der Untersuchungen im Bereich der auslegungsüberschreitenden Störfälle (Bild 3). Sie sind vor allem durch die Vielzahl der möglichen Mehrstoffsysteme mit niedrignschmelzenden Eutektika gekennzeichnet. Wie aus dem Bild zu sehen ist, ergeben sich entsprechend den Kernschäden drei charakteristische Temperaturbereiche. Im Kern des DWR bilden sich Mehrstoffsysteme aus den Steuerstabmaterialien Silber, Indium, Kadmium, den Strukturmaterialien Eisen, Chrom und Nickel (Inconel) sowie den Brennstabmaterialien Uranoxid und Zirkonium. Die Steuerstabmaterialien schmelzen bei 800 °C. Die Strukturmaterialien und das Zirkonium bilden verschiedene Eutektika zwischen 900 und 1300 °C. Mit dem Versagen des Steuerstabhüllrohres breiten sich die Steuerstabmaterialien im Bündel aus und führen zur Auflösung der Hüllrohre bei Temperaturen über 1200 °C und somit zu frühzeitigen lokalen Kernschäden. Da zu geringem Teil auch der Brennstoff aufgelöst wird, werden auch verstärkt Spaltprodukte freigesetzt.

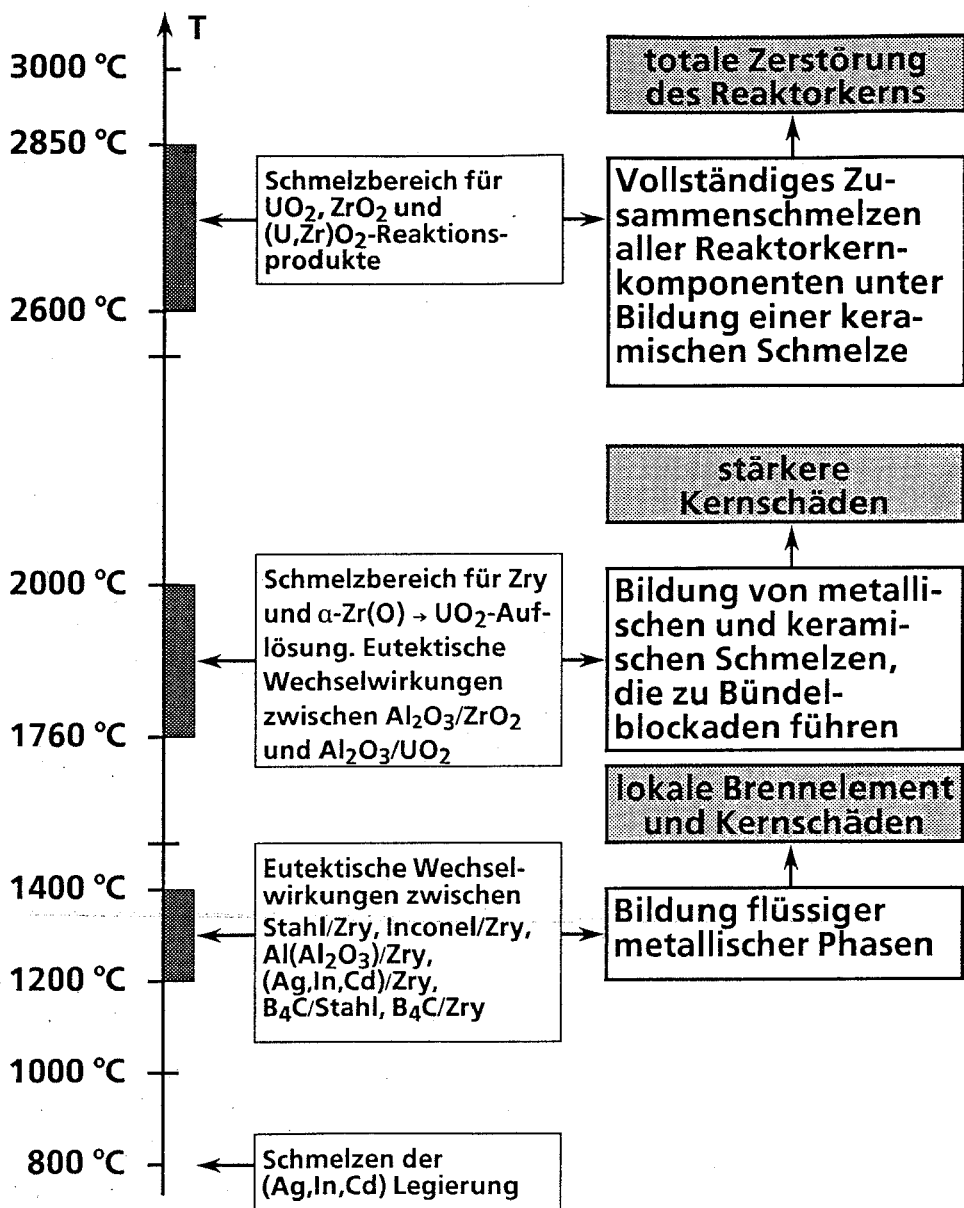


Bild 3: Übersicht über die Bildung flüssiger Phasen oder Schmelzen in einem LWR-Kern während eines Störfalles und die möglichen Schäden

Beim SWR tritt an die Stelle der Steuerstabmaterialien Silber, Indium, Kadmium das Borkarbid. Das Borkarbid bildet bei Temperaturen über 1000 °C mehrere Eutektika mit dem Eisen, Chrom und Nickel der Steuerstabhüllrohre und bei 1650 °C ein Eutektikum mit Zirkonium. Die Schmelze aus Bor und Eisen führt jedoch zur Auflösung des Zirkoniums und zerstört damit Steuerstäbe und Brennelementkästen und führt wie beim DWR zu lokalen Kernschäden bei Temperaturen über 1200 °C.

Bei Temperaturen über 1760 °C beginnt die verstärkte Auflösung des Brennstoffes durch flüssiges Zirkonium. Die metallische Schmelze verlagert sich nach unten in kältere Bereiche und kann zu größeren Blockaden führen. Mit zunehmender Temperatur steigt der Anteil an keramischer Schmelze. Werden schließlich Temperaturen von 2600 °C bis 2900 °C erreicht, schmelzen mit Uranoxid und Zirkondioxid alle noch verbliebenen Kernmaterialien.

Gerade die niedrigschmelzenden Eutektika sind bedeutsam für die weitere Kernschädigung. Durch das Abfließen der Schmelze in untere Kernbereiche, in denen noch Wasser vorhanden ist, bildet sich vermehrt Dampf, der die Restwasserverdampfung durch axiale Wärmeleitung und Strahlung bei weitem übersteigt. Dieser Dampf führt teilweise zur Kühlung des Kerns, kann andererseits jedoch zur Hüllrohroxidation und damit zu zusätzlicher Aufheizung führen.

Die Erstarrung der Schmelze in Bereichen niedriger Temperaturen kann zur Bildung einer stabilen Kruste führen, und im weiteren Verlauf zur Schmelzansammlung, wie dies in TMI und einem LOFT-Versuch der Fall war. Bild 4 zeigt den Zustand im Reaktordruckbehälter vom TMI-2 etwa 4 Stunden nach Beginn des Störfalles.

Deutlich ist die untere metallische Kruste zu sehen. Sie entstand durch das Abschmelzen und Wiedererstarren von Steuerstabmaterialien und gelöstem Uran. Diese Kruste ermöglichte die Bildung eines keramischen Schmelzsees aus oxidiertem Uran und Zirkon. Auch über dem Schmelzsee bildete sich eine Kruste durch die intensive Kühlung im Kern nach Einschalten einer HKP. Die hochaufgeheizten, jedoch noch nicht geschmolzenen Brennstäbe über dem Schmelzsee, wurden durch die starke Abkühlung fragmentiert und stürzten auf die obere Kruste.

Schließlich brach die Kruste durch das Gewicht dieser Fragmente am Rand auf und etwa 20 Tonnen Kernschmelze stürzten ins untere Plenum. Dabei wurde diese Schmelze stark abgekühlt und erstarrte zu kleinen Partikeln. Trotz Abkühlung der übrigen Kernbereiche erstarrte der verbleibende Schmelzsee infolge der großen Masse, aber der vergleichsweise geringen Oberfläche nur sehr langsam mit abnehmender Nachzerfallsleistung. Mit der vollständigen Erstarrung ist erst nach mehreren Tagen zu rechnen.

Die Verlagerung größerer Schmelzmassen in Wasser führt zu einer schnellen und intensiven Verdampfung, gegebenenfalls sogar zu mehreren, jedoch lokal begrenzten Dampfexplosionen. Eine heftige Dampfexplosion setzt die gleichzeitige Erfüllung der folgenden vier Bedingungen voraus:

- Die an der Interaktion beteiligte Schmelzmasse ist hinreichend groß (mehr als 10 Tonnen).
- Die Schmelze ist fragmentiert und die Partikel sind hinreichend klein (kleiner als 1 mm).
- Die Partikel sind mit hinreichend großem Abstand zueinander gleichmäßig verteilt.
- Der gute Wärmeübergang zwischen Schmelze und Kühlmittel muß hinreichend lange bestehen.

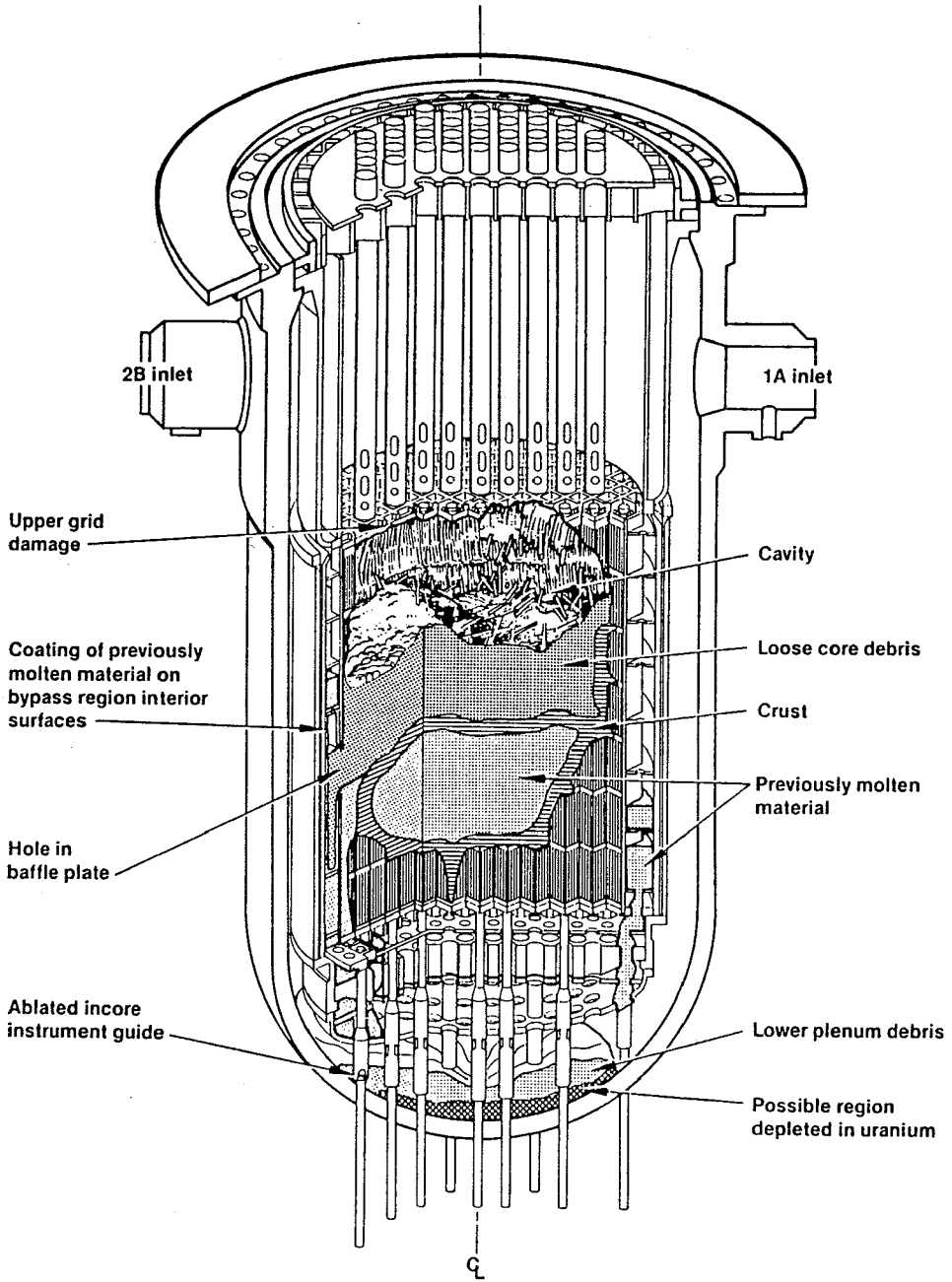


Bild 4: Endzustand des TMI-2 Reaktordruckbehälters

Bewertungen im Rahmen der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke - Phase B zeigten, daß nach heutiger Kenntnis eine heftige Dampfexplosion, die den Reaktordruckbehälter zerstört, als risikorelevanter Unfallpfad ausgeschlossen werden kann. Dies gilt wegen der zahlreichen Einbauten im unterem Plenum in verstärktem Maße auch für SWR.

Die Verdampfung großer Wassermengen in kurzer Zeit führt jedoch zu einer intensiven Wechselwirkung teilzerstörter Kernbereiche und Verlagerung von Kernmaterialien aus dem Kernbereich. Die Wirkung des durch die Verdampfung verursachten Druckstoßes auf vorgeschädigte Komponenten der druckführenden Umschließung des Kühlkreislaufes wird derzeit untersucht.

Mit zunehmender Verlagerung vom Kernmaterial in das untere Plenum und mit dessen wiederholtem Aufheizen nach der Restwasserverdampfung ist mit dem Verlust der Integrität des Reaktordruckbehälters zu rechnen.

Das heißt, daß anlageninterne Maßnahmen zur Kernkühlung bei der hier betrachteten Störfallfolge notwendig sind, um ein Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters abzuwenden. Als anlageninterne Maßnahmen kommen, wie für DWR im letzten Fachgespräch ausführlich diskutiert, Druckentlastung und Einspeisung in Betracht. Ist die Aktivierung der Wärmeabfuhr über die Sekundärseite nicht möglich, muß eine primärseitige Einspeisung versucht werden. Deshalb sollen im folgenden die Prozesse betrachtet werden, die bei der Einspeisung von Wasser in einem hoch aufgeheizten Kern zu beachten sind.

Bei der Kernkühlung durch nicht boriertes Wasser, die bei SWR in Betracht gezogen wird, besteht die Gefahr der Rekritikalität, insbesondere dann, wenn zu einem Zeitpunkt geflutet wird, zu dem die Steuerstabmaterialien bereits abgeschmolzen sind, die Kerngeometrie jedoch noch weitgehend erhalten ist. Die Rekritikalitätsbedingungen sind derzeit Gegenstand umfangreicher Untersuchungen.

Versuche und Analysen haben gezeigt, daß bei der Einspeisung von Wasser in einen hoch aufgeheizten Kern die Zirkonwasserreaktion zu einer sehr großen Energiefreisetzung führt, bei der wie z. B. bei den LOFT- und CORA-Versuchen viermal mehr Wasserstoff entsteht als während der Kernaufheizung vor dem Fluten. Das führte zu einem kurzfristigen Druck- und Temperaturanstieg und erneuter Schmelzbildung, schließlich jedoch zur Wiederbenetzung und Abkühlung der Brennstäbe und der Schmelzen.

Kehren wir zurück zu dem hier näher betrachteten Störfallablauf mit dem vollständigen Ausfall aller Speisewassersysteme sowie dem Ausfall der Hochdruckeinspeisesysteme, d. h. weder die Pumpen des Volumenregelsystemes noch die Sicherheitseinspeisepumpen stehen zur Verfügung. Damit die Niederdruckeinspeisesysteme wirksam werden können, muß zunächst der Druck des Primärkreises verringert werden. Dazu werden die Druckhalterventile geöffnet. Mit Erreichen des Druckspeicherdruckes von 2,6 MPa wird aus den Druckspeichern unterkühltes Wasser eingespeist.

Der Druckverlauf in Bild 5 zeigt eine Einspeiseperiode von 10 sec, während der 25 Kubikmeter Wasser eingespeist werden und etwa 0,5 Tonnen Dampf durch die Druckhalterventile abströmen. Das Kondensationspotential des unterkühlten Wassers führt zur Kondensation von maximal 9 Tonnen Dampf und einem kurzzeitigen Druckabfall auf 1,5 MPa. Der plötzliche Druckabfall führt zu einer starken Verdampfung des gesättigten Restwassers von bis zu 4 Tonnen. Im Kern selbst werden durch das Eindringen des Wassers wieder etwa 3 Tonnen Dampf produziert und an den aufgeheizten Strukturen können bis zu 5 Tonnen Wasser verdampfen. Die Bilanzierung ergibt ohne Berücksichtigung der Abnahme der Dampfdichte, daß die Dampfproduktion Abströmung und Kondensation um 2,5 Tonnen übersteigen würde. Um die Massenbilanz des Dampfes durch Kondensation auszugleichen, muß deshalb der Druck im System wieder ansteigen, wie dies im Druckverlauf der Analyse auch ersichtlich ist.



### Totaler Ausfall der Speisewasserversorgung

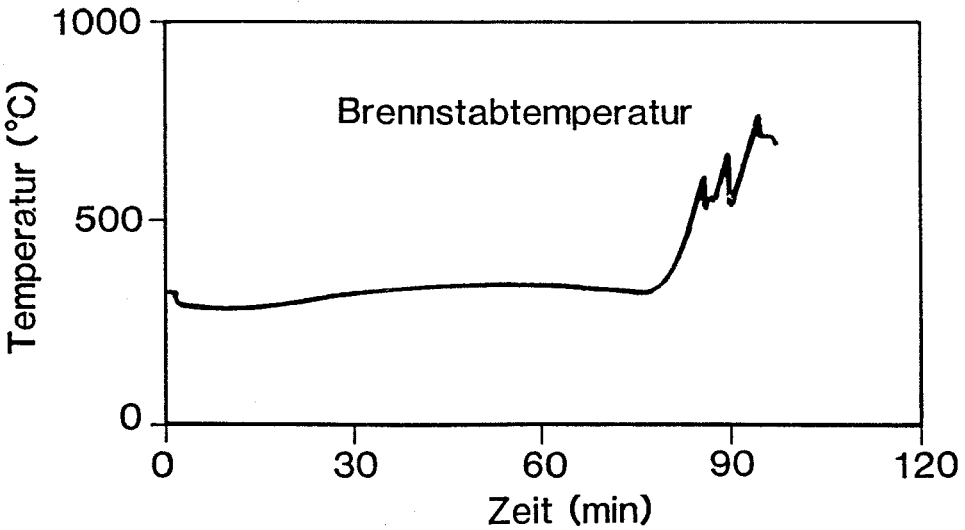
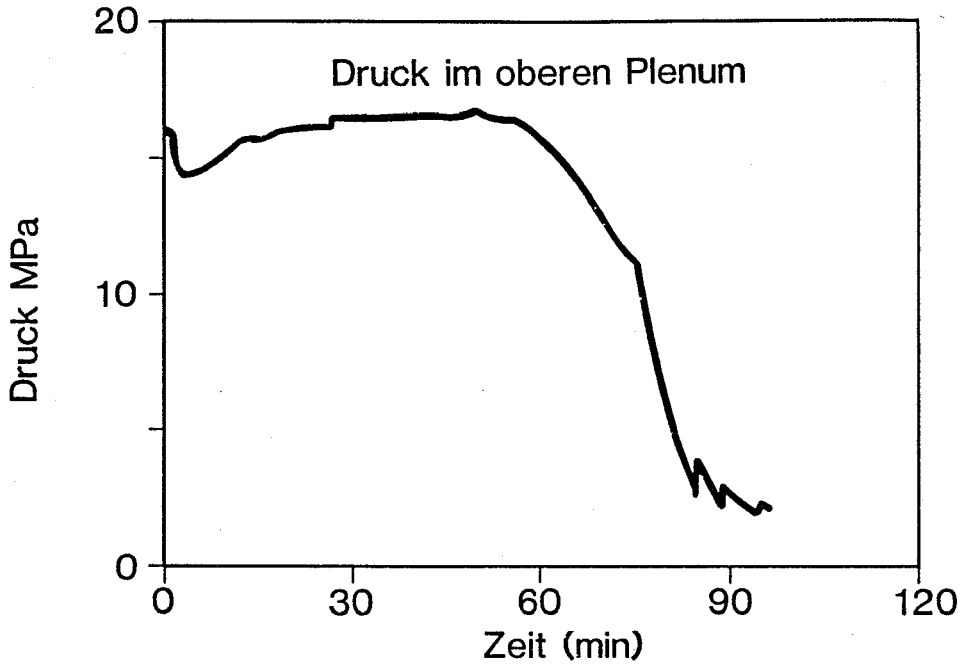


Bild 5: Druckentlastung und Druckspeichereinspeisung nach vollständigem Ausfall der Speisewasserversorgung

Würden die verschiedenen Verdampfungsprozesse nicht richtig wiedergegeben, so würde – wie in einfachen Analysen oftmals fälschlicherweise gerechnet – der gesamte Druckspeicherinhalt in einem Zuge eingespeist und der Kern vollständig abgekühlt werden. Bei realistischer Simulation ergeben sich jedoch mehrere Einspeisezyklen und zyklische Kernaufheizung. Das Einspeisen des Druckspeicherwassers verzögert die Kernzerstörung um eine oder mehrere Stunden. Dies hängt vor allem vom Querschnitt der verfügbaren Druckhalterventile ab. Erreicht der Systemdruck etwa 1 MPa, können die Niederdruckpumpen einspeisen und führen zur langfristigen Kernkühlung.

### **Schlußfolgerung**

Die Analysen zeigen, daß bei einem Teil der auslegungsüberschreitenden Störfälle nur der Einsatz anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen das Versagen des Reaktordruckbehälters verhindern kann. Sie zeigen auch, daß in einigen Fällen die Maßnahmen frühzeitig ergriffen werden müssen, um wirksam sein zu können. Dies kann zum Konflikt mit dem Reaktorschutz und den Anleitungen des Betriebshandbuches führen. Deshalb müssen durch die Analyse der Störfallabläufe unter Berücksichtigung aller relevanten thermohydraulischen Prozesse, eindeutige Kriterien geschaffen werden, die den Übergang vom Betriebshandbuch zum Notfallhandbuch festlegen. Desweiteren ist die Wirksamkeit und die Schutzzielorientierung der Maßnahmen nachzuweisen und der Zeitrahmen festzulegen, in dem sie ergriffen werden müssen. Die dazu notwendigen Rechenprogramme sind den Erfordernissen anzupassen und entsprechend weiterzuentwickeln.

# Maßnahmen zur Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters

J. Rohde, M. Tiltmann, B. Schwinges<sup>1)</sup>

## Kurzfassung

Zum Schutz der Umwelt erfüllt der gasdichte Sicherheitsbehälter von Kernkraftanlagen eine besonders wichtige Aufgabe. In der Kette der Sicherheitsbarrieren um den Kernbrennstoff bildet er die letzte, druckfeste Umschließung zur Verhinderung der Ausbreitung von radioaktiven Stoffen. Entsprechend den Forderungen des Atomgesetzes werden die Sicherheitsbehälter daher gegen unterstellte Störfälle ausgelegt. Untersuchungen werden, verstärkt nach dem Tschernobyl-Unfall, von der GRS im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) durchgeführt, um Möglichkeiten aufzuzeigen, wie im Falle schwerer Störfälle die Integrität des Sicherheitsbehälters gesichert werden kann. Hierauf aufbauend wurden einzelne Maßnahmen eines anlageninternen Notfallschutzes in der Reaktorsicherheitskommission diskutiert, empfohlen und durch den Bundesumweltminister die Einführung beschlossen. Im Folgenden werden die bereits eingeführten Maßnahmen zur Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters wie Druckentlastung über Filtereinrichtungen und Maßnahmen gegen die Bildung brennbarer Gasgemische beschrieben und ihre Wirkungsweise erläutert. Ferner wird auf Maßnahmen eingegangen, die sich zur Zeit in Diskussion befinden.

## Abstract

The gastight containment of nuclear powerplants fullfills an extremely important task for the protection of the environment. In order to prevent the spread out of fission products the containment forms the last pressure resistant enclosure among the several elements of safety barriers surrounding the nuclear fuel. Corresponding to the requirements of the atomic regulations the containments are therefore designed against postulated accidents.

After the Tschernobyl accident intensified investigations have been performed by GRS under commission of the Minister of Environment, Nature Protection and Reactor Safety (BMU) in order to point out the possibilities of ensuring the integrity of the containment. Based on this point several individual accident management measures have been discussed in the Reactor Safety Commission (RSK), recommended by the RSK and at least the installation has been decided by the BMU-minister. In the following the previously installed measures for the maintenance of the integrity of the containment are described and the mode of operation is explained. These measures are, the venting procedure of the containment via filters and the measures against the production of flammable gas mixtures within the containment. Furthermore those measures presently under discussion will be also addressed here.

## 1. Einführung in die Problemstellung

Zum Schutz der Umwelt erfüllt der gasdichte Sicherheitsbehälter von Kernkraftanlagen eine besonders wichtige Aufgabe. In der Kette der Sicherheitsbarrieren um den Kernbrennstoff bildet er die letzte, druckfeste Umschließung zur Verhinderung der Ausbreitung von radioaktiven Stoffen.

---

<sup>1)</sup> Dipl.-Ing. Jürgen Rohde, Dipl.-Ing. Manfred Tiltmann und Dipl.-Ing. Bernd Schwinges, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Die konstruktive Gestaltung und die sachgemäße Auslegung der Sicherheitsbehälter wird im Genehmigungsverfahren auf der Basis sogenannter Auslegungsstörfälle im Detail überprüft. Der maßgebende Auslegungsstörfall für den Sicherheitsbehälter ist ein doppelendiger, momentaner Rundabriß einer Hauptkühlmittelleitung, d.h. der Behälter muß den gesamten Energie- und Massenausstrag aus dem Kühlkreislauf sicher aufnehmen können. Kriterien und Leitlinien schreiben für ein derartiges Szenario die Wahl konservativer Ausgangs- und Randbedingungen für die Ermittlung der Auslegungswerte vor.

Eine solche, zusätzlich noch mit Sicherheitszuschlägen durchgeführte Auslegung des Sicherheitsbehälters einschließlich seiner eingebauten Strukturen kann daher auch über die Auslegungsbedingungen hinausgehende Lasten abtragen.

Dieses Potential wird zur Zeit zusammen mit Überlegungen zu möglichen baulichen und systemtechnischen Änderungen bzw. Ergänzungen daraufhin untersucht, ob ein sicherer Einschluß radioaktiver Stoffe auch im Fall auslegungsüberschreitender Ereignisse möglich ist. Derartige Untersuchungen werden, verstärkt nach dem Tschernobyl Unfall, von der GRS im Auftrage des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) durchgeführt. Sie beziehen sich auf Unfallabläufe, wie sie risikoorientierten Studien zugrunde liegen, d.h. Ereignissen, die zu einer weitgehenden Schädigung des Reaktorkerns bis hin zum vollständigen Abschmelzen des Kernaufbaus führen. Kann das erschmolzene Kernmaterial nicht im Reaktordruckbehälter (RDB) abgekühlt werden, ist nach Durchschmelzen des RDB-Bodens auch mit einem Abfließen geschmolzener Kernmaterialien aus dem RDB in die Reaktorgrube zu rechnen.

Es wurden bereits verschiedene Maßnahmen für den sogenannten „anlageninternen Notfallschutz“ in der Reaktor-Sicherheitskommission diskutiert, empfohlen und ihre Einführung durch den Bundesumweltminister beschlossen. Das Ziel derartiger Maßnahmen ist es, möglichst früh die Kontrolle über auslegungsüberschreitende Ereignisse zu gewinnen und, sollten derartige präventive Maßnahmen nicht zum Erfolg führen, eine mögliche Spaltproduktfreisetzung aus den verschiedenen Barrieren, wie z.B. Brennstabhülle, druckführende Umschließung des Primärkreises, Sicherheitsbehälter, zu begrenzen.

Nachfolgend werden die zum langfristigen Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters bereits beschlossenen Maßnahmen und diejenigen, welche sich noch in Diskussion befinden, kurz beschrieben und ihre Funktion und Zielsetzung erläutert.

## **2. Anforderungen an die Funktion des Sicherheitsbehälters**

Grundsätzlich sind die Anforderungen an die Funktion des Sicherheitsbehälters für das im Genehmigungsverfahren überprüfte Störfallspektrum und für die nicht durch die Auslegung abgedeckten Ereignisse gleich. Die generelle Anforderung besteht in dem sicheren Einschluß radioaktiver Stoffe, d.h. maßgebend für eine mögliche Freisetzung an Radioaktivität ist die Dichtheit des Behälters während und nach dem Ablauf eines Stör- oder Unfalles in der Anlage. Der sicheren Funktion des Sicherheitsbehälter-Abschlusses als Folge des einleitenden Ereignisses kommt hierbei eine vorrangige Bedeutung zu. Dieses gilt für Sicherheitsbehälter von sowohl Druckwasserreaktor (DWR)- als auch Siedewasserreaktor (SWR)-Anlagen.

Zusätzlich ist für die Integrität eines SWR-Sicherheitsbehälters die sichere und ausreichende Funktion des Druckabbausystems eine notwendige Voraussetzung. Diese Funktion ist für SWR-Anlagen auch mit betrieblich bedingten Anforderungen verknüpft. Hierdurch ergeben sich andersartige Stör- oder Unfallabläufe gegenüber DWR-Anlagen. Zum Beispiel

kann ein Versagen der Funktion des Druckabbausystems zum Ausfall der Notkühlsysteme und somit zu einer Situation mit unzureichender Kernkühlung führen.

### 3. Belastungen des Sicherheitsbehälters während verschiedenartiger Stöfallentwicklungen

Die möglichen Ereignisse und physikalischen Phänomene, die im Falle eines durch die Auslegung nicht abgedeckten Stöfallablaufs zu Belastungen des Sicherheitsbehälters führen, sind stark abhängig vom Typ und von konstruktiven Details des Sicherheitsbehälters sowie der Stöfallentwicklung.

Tabelle 1: DWR-Anlagen: Belastungen des SB durch unfallbedingte Ereignisse

Ereignis	Unfallsequenz						SB-Integrität gefährdet?
	ND	ND*	HD	PLR	DE-ND*	DE-HD	
Schnelle Druckentlastung des Systems	×			×			× <sup>1)</sup>
Langzeitige Ausdampfung des Systems		×	×		×	×	
Wasserstoff-Freisetzung aus RDB in SB	×	×	×				(×)
Schnelle Restwasser- verdampfung im RDB durch Kernabsturz	×	×	×				
Dampfexplosion im RDB	×	×		×	×		(×)
Hochdruckversagen des RDB			×			×	×
<b>Schmelze-Beton- Wechselwirkung</b>							
• Bildung brennbarer Gase (H <sub>2</sub> , CO)	×	×	(×)	×	×	(×)	×
• Fundamentdurch- dringung	×	×		×	×		×
Wasserüberdeckung der Schmelze im SB	×	×	×	×	×	×	×

Abkürzungen entsprechend DRS-B /13/:

ND: bei niedrigem Druck im Primärsystem

ND\*: druckentlasteter Hochdruck-Fall (HD)

HD: bei hohem Druck 2 MPa im Primärsystem

PLR: Primärkreisleck im Ringraum

DE-ND\*: Dampferzeugungsrohrbruch, ND\*-Fall

DE-HD: Dampferzeugungsrohrbruch, HD-Fall

(-) möglich – aber nicht wahrscheinlich

<sup>1)</sup> nur für PLR relevant

Tabelle 2: SWR-Anlagen: Belastungen des SB durch unfallbedingte Ereignisse

Ereignis	Unfallsequenz			SB-Integrität gefährdet?
	ND	ND*	HD	
Schnelle Druckentlastung des Systems	×			
Druckentlastung des Systems in Kondensationskammer		×		
Langzeitige Ausdampfung des Systems	×	×	×	
DAS-Funktion unzureichend	×	×	×	×
Wasserstoff-Freisetzung aus RDB in SB	×	×	×	×
Schnelle Restwasserdampfung im RDB durch Kernabsturz	×	×	×	×
Hochdruckversagen des RDB			×	×
starke Dampfbildung durch Kontakt Schmelze-Wasser in Druckkammer	×			×
BL 69: Durchschmelzen SB-Stahlboden	(×)	×	×	×
BL 72: Schmelze-Beton-Wechselwirkung				
• Bildung brennbarer Gase (H <sub>2</sub> , CO)	(×)	×	×	×
• Fundamentdurchdringung	(×)	×	×	×

( ) abhängig von Kühlbarkeit der Schmelze in Wasser  
Abkürzungen entsprechend DRS-B /13/ (siehe Tabelle 1)

DWR-Anlagen sind in der Bundesrepublik Deutschland mit einem großvolumigen, sogenannten trockenen Sicherheitsbehälter ausgerüstet. Die Raumunterteilung einschließlich der Reaktorgrube innerhalb des kugelförmigen Stahlbehälters ist für die verschiedenen Anlagen gleichartig. Konstruktive Unterschiede im Detail wirken sich nicht wesentlich auf die Phänomenologie der möglichen Ereignisse aus.

In Tabelle 1 sind unfallbedingte Ereignisse chronologisch aufgelistet, die zu Belastungen des Sicherheitsbehälters während verschiedenartiger Unfallsequenzen führen. Ersichtlich ist aus der Darstellung, daß die Ereignisse mit den Unfallsequenzen verknüpft sind, aber nicht zwangsläufig zu Beanspruchungen der Strukturen des Sicherheitsbehälters führen, die nicht abtragbar sind. Zum Beispiel sind die Belastungen als Folge einer schnellen Druckentlastung des Primärkreislaufes nach Rohrbruch abgedeckt durch die Überprüfungen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens.

Für den Fall des Bruches einer Primärkühlmittel führenden Nachkühlleitung im Ringraum mit gleichzeitigem Versagen von ISO-Armaturen kann aber der Druckaufbau im Ringraum die Stahlhülle des Sicherheitsbehälters auf Einbeulen stark belasten.

Aus der Tabelle 1 ist ferner ersichtlich, daß Ereignisse, welche die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden, vorrangig in der Phase des Unfallablaufes zu erwarten sind, wenn erschmolzenes Kernmaterial in die Reaktorgrube gelangt ist und hier eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung stattfindet.

Wesentlich sind für diese Phase drei Vorgänge:

1. die Bildung brennbarer Gasgemische durch Wasserstoff- und Kohlenmonoxid-Bildung
2. ein langzeitiger Druckaufbau durch Verdampfung von Wasser und Inertgasbildung
3. Erosion des Gebäudfundamentes durch eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung.

Es ist hier darauf hinzuweisen, daß die Sicherheitsbehälter nicht gegen Wasserstoffbrände oder einer Schmelze-Beton-Wechselwirkung ausgelegt sind.

Da diese Vorgänge langfristig auftreten, besteht eine gute Ausgangssituation für schadensmindernde Maßnahmen.

Tabelle 2 zeigt die Verknüpfung von Ereignissen während Unfällen mit Kernschmelzen für verschiedene Szenarien in SWR-Anlagen. Der relativ kleinvolumige Sicherheitsbehälter ist mit einem auch für betriebliche Belange nutzbaren Druckabbausystem ausgestattet. Ist dessen Funktion im Verlauf von Störfällen unzureichend, ergibt sich eine starke Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters durch Druckaufbau.

Im Vergleich zu den möglichen Gefahrensituationen für einen großen DWR-Sicherheitsbehälter ergeben sich für den SWR-Sicherheitsbehälter wesentlich früher erhöhte Anforderungen, insbesondere wegen des geringeren Volumens. Von Bedeutung ist, daß in Folge eines Versagens des Sicherheitsbehälters Kernschmelzen eintreten kann, wenn das Wasser aus der Kondkammer ausdampft oder abfließt und nicht mehr als Reservoir für die Kernnotkühlung verfügbar ist.

In der Entwicklung der SWR-Anlagen sind zwei unterschiedliche Baukonzepte für den Sicherheitsbehälter zu beachten. Die Baulinie 69 mit der hochliegenden Kondensationskammer und dem an den kugelförmigen Sicherheitsbehälter angesetzten Steuerstabantriebsraum hat eine Schwachstelle in bezug auf den sicheren Aktivitätseinschluß nach Unfällen mit Kernschmelzen. Aus dem Reaktordruckbehälter abfließendes, erschmolzenes Kernmaterial kann sich auf dem Stahlboden des Steuerstabantriebsraumes ansammeln und im Falle unzureichender Kühlung den Boden relativ leicht durchschmelzen. Hierdurch wird eine frühe Freisetzung radioaktiver Stoffe in das Reaktorgebäude möglich.

Im Gegensatz hierzu besteht das neuere Konzept für den Sicherheitseinschluß der Baulinie 72 aus einem Stahlbeton-Behälter mit einem Deckelabschluß aus Stahl. Der Bodenbereich des Steuerstabantriebsraumes geht hier direkt in das Gebäudfundament über, welches gegenüber DWR-Anlagen eine geringere Tiefe aufweist. Hierdurch ist nur eine, vom Unfallablauf abhängige, begrenzte Schmelze-Beton-Wechselwirkung möglich. Die Ausbreitung erschmolzener Materialien auf dem Boden und die Höhe einer Wasserüberdeckung sind hierfür maßgebend.

Druckaufbau durch Verdampfungsvorgänge bei einer unzureichenden Funktion des Druckabbausystems, die Bildung nichtkondensierbarer Gase sowie die Bodenbeanspruchung des Sicherheitseinschlusses durch Schmelze stellen die wesentlichen Vorgänge dar, welche die Integrität von SWR-Sicherheitsbehältern gefährden.

Die für DWR- und SWR-Anlagen bereits beschlossenen bzw. in Diskussion befindlichen Maßnahmen zur Beherrschung derartiger Beanspruchungen des Sicherheitsbehälters und zur Verhinderung bzw. Begrenzung einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage werden nachfolgend erläutert.

## 4. Maßnahmen zur Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters (DWR)

### 4.1 Bereits beschlossene Maßnahmen

Im Rahmen der Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland empfahl die Reaktor-Sicherheitskommission, eine Reihe von Nachrüstmaßnahmen an Leichtwasserreaktoren durchzuführen [1, 2, 3]. Hierzu zählt auch die Sicherheitsbehälter-Druckentlastung.

#### 4.1.1 Sicherheitsbehälter-Druckentlastung

Während eines schweren Störfalles, in dessen Verlauf es zu starkem Kernschmelzen bis hin zum Abschmelzen des Kernbereiches kommt, kann es im Sicherheitsbehälter durch die freigesetzten Massen und Energien zu einem relativ stetigen Druck- und Temperaturaufbau kommen. Im Bereich von Tagen kann der Druck im Sicherheitsbehälter so ansteigen, daß Auslegungsgrenzen überschritten werden. Zur Verhinderung eines möglichen Überdruckversagens ist daher eine gezielte, gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters vorgesehen. Die Druckentlastung wird bei Überschreiten des Auslegungsdrucks, spätestens jedoch bei Erreichen des Prüfdrucks des Sicherheitsbehälters eingeleitet. (Bild 1) [13]

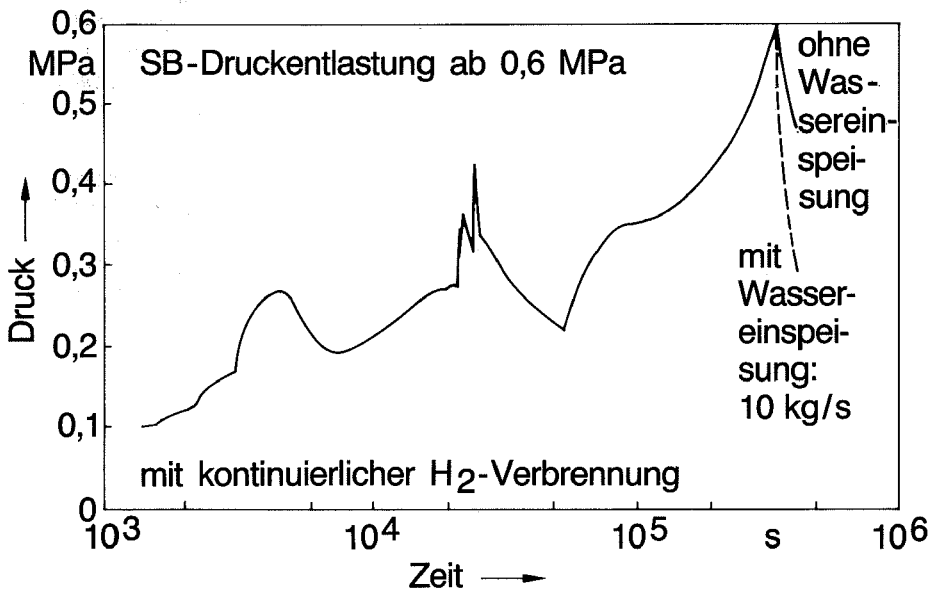


Bild 1: Mittlerer Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei einem primärseitig druckentlasteten Kernschmelzunfall (ND\*-Pfad, Referenzfall der DRS-B [13])

Hierbei muß die Druckentlastungsstrecke so konzipiert sein, daß grundsätzlich eine Druckbegrenzung, gegebenenfalls auch eine Druckminderung erreicht werden kann. Dabei soll eine zusätzliche Wassereinspeisung in den Sumpf des Sicherheitsbehälters die Unterbindung einer Verdampfung von Sumpfwasser während der Druckentlastung bewirken. In



diesem Fall wird nur der Inhalt der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre nach außen abgeführt, ohne weitere Dampfzufuhr aus dem Sumpf. Damit wird ein schnellerer Druckabbau erreicht. Die zusätzliche Einspeisung von kaltem Wasser in den Sumpf während der Druckentlastung verhindert weiterhin die erneute Freisetzung und Verteilung von bereits im Sumpfwasser gebundenen radioaktiven Spaltprodukten.

Die Auslegung der Druckentlastungsstrecke wird bestimmt von den unterschiedlichen Randbedingungen einer verschiedenartigen Nutzung und geht über die Auslegungsanforderungen für den Sicherheitsbehälter hinaus. (Bild 2)

- Öffnen etwa beim **Prüfdruck** des Sicherheitsbehälters:
  - **Druckbegrenzung** bei Druckentlastung ohne Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
  - **Druckminderung** auf etwa halben Prüfdruck in ca. 2 Tagen (Richtwert) bei Druckentlastung mit Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
- Auslegung der Armaturen für **Wiederschließen** auch bei Sicherheitsbehälter-Prüfdruck
- Auslegung der Armaturen für **stufenweises Öffnen** und Schließen
- Aktivierung von **Wasserzufuhrmöglichkeiten** in den Sicherheitsbehälter zur Kompensation der abgelassenen Wassermenge (Vermeidung der Sumpfaustrocknung) ab Zeitpunkt der Druckentlastung.

Bild 2: Auslegung und Einsatzweisen für SB-Druckentlastungssysteme DWR

Der Aufbau eines Systems zur kontrollierten, gefilterten Druckentlastung sei am Beispiel des Siemens-Standardkonzeptes für DWR-Anlagen in Bild 3 erläutert [4]. Das Druckentlastungssystem wird an eine bereits in der Sicherheitsbehälterwand befindliche Durchführung angeschlossen. Diese Leitung ist bei Normalbetrieb auf der Innenseite des Sicherheitsbehälters durch eine Berstscheibe verschlossen. Auf der Außenseite sorgen in der Regel zwei hintereinander liegende Absperrventile für eine dichte Absperrung.

## KWU-Standard-Konzept

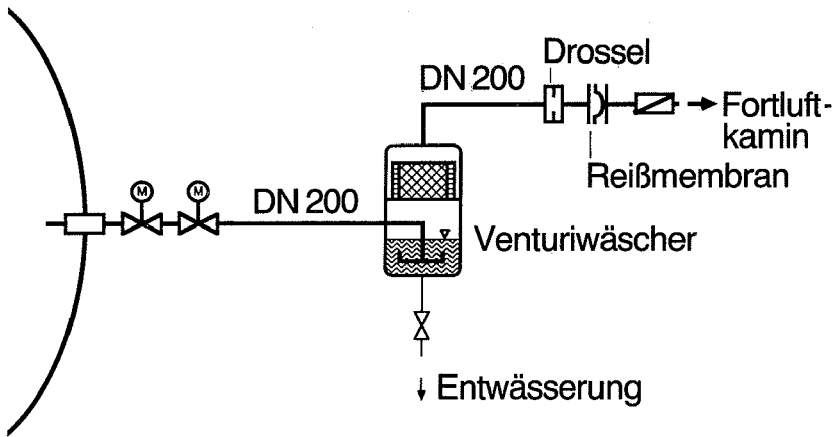


Bild 3: Gefilterte Druckentlastung bei DWR, nach [4]

Bei einer Inbetriebnahme der Druckentlastungsstrecke wird die innen liegende Berstscheibe über einen zusätzlichen Stickstoff-Anschluß aufgedrückt. Nach Öffnen der zwei Absperrventile wird das unter Druck stehende Gasgemisch über eine Filter- und eine Drosselinrichtung aus dem Sicherheitsbehälter abgeleitet. Die Filtereinrichtung arbeitet unter „Gleitdruck“, d.h. bei dem im Sicherheitsbehälter gerade herrschenden Druck. Die bei einem Unfall mit Kernschmelzen im Sicherheitsbehälter freigesetzten Aerosole sowie Jod werden beim Druckentlastungsvorgang von der Filtereinrichtung zurückgehalten. Diese besteht aus dem sogenannten Gleitdruckventuriwäscher mit integriertem Metallfaservliesfilter (Bild 4). In der Wasservorlage wird ein Teil der Aerosole und des elementaren Jods abgeschieden. Die nicht in der Waschflüssigkeit zurückgehaltenen Aerosolpartikel werden in der oberen, mit zwei Metallfaservliesen ausgestatteten Filterstufe abgeschieden [5]. Nach dieser zweistufigen Reinigung des Gasstroms aus dem Sicherheitsbehälter beträgt der Abscheidegrad über die gesamte Filtereinheit 99,99 % für Aerosole und ca. 99 % für elementares Jod. Diese Werte wurden in umfangreichen Testserien nachgewiesen.

Eine Variante zur bereits erläuterten „nassen“ Filterung besteht in der Trockenfiltermethode. Hierfür wird die Filtereinrichtung meist hinter der Drosselstelle angeordnet. Damit arbeitet das Filter bei Atmosphärendruck. Die Filtereinrichtung besteht aus hintereinander geschalteten Metallfaservlies-Paketen. Eine Jodfilterung wird bei dieser Konzeption durch ein sogenanntes Molekularsieb, das dem Aerosolfilter nachgeschaltet ist, erreicht. Das Molekularsieb besteht aus anorganischen, kristallinen Gerüstsilikaten (Zeolithe) [6]. Trockene Aerosolfilter können auch innerhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet werden, während in der Regel die Jodfilterung durch das Molekularsieb außerhalb aufgestellt wird.

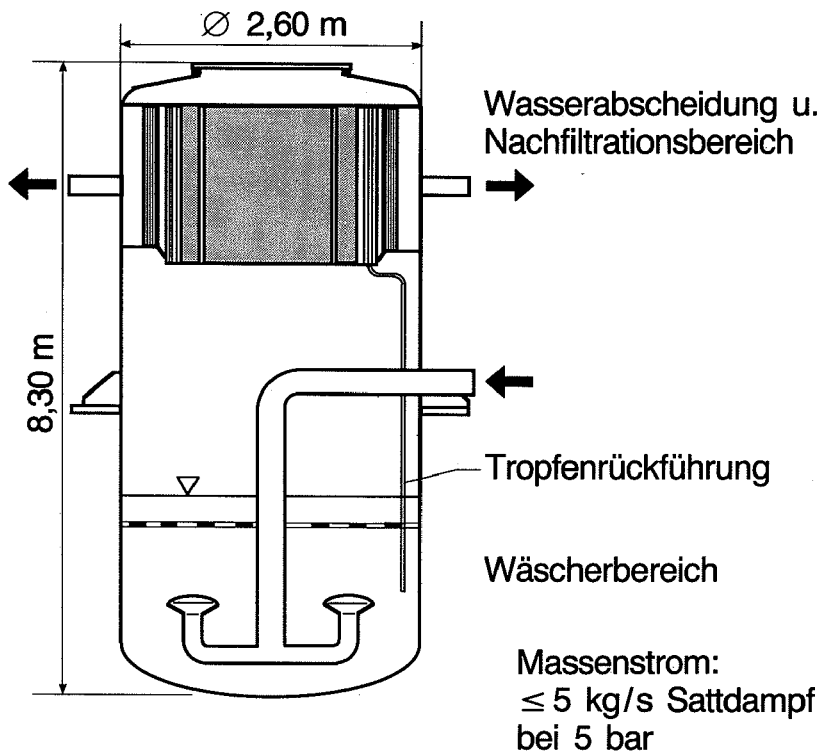


Bild 4: Gleitdruck-Venturiwäscher mit integriertem Metallfaservliesfilter, nach [4, 5]

#### 4.2 In der Diskussion befindliche Maßnahmen

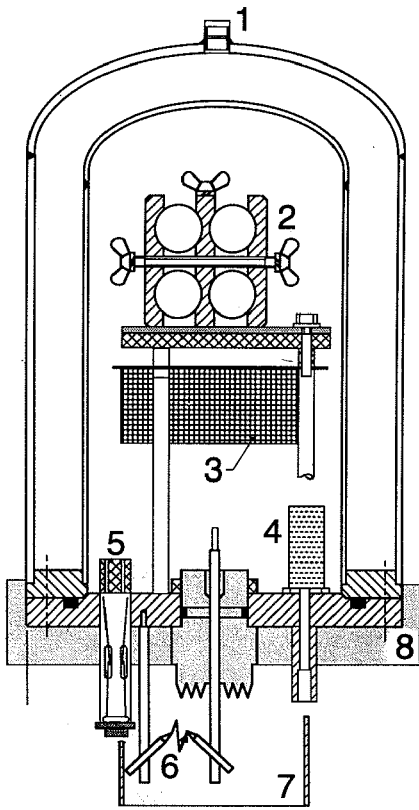
Zur Zeit wird in der Bundesrepublik Deutschland folgendes Konzept zur Beherrschung der Wasserstoffsituation in deutschen DWR-Anlagen diskutiert bzw. untersucht: Verhinderung einer langzeitigen Aufkonzentrierung von Wasserstoff in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters durch eine gezielte Verbrennung mittels

- Funken-Zünder
- katalytischer Zünder oder
- katalytischer Rekombinatoren

##### 4.2.1 Zünder

Von der Firma Siemens wurden Wasserstoffzünder entwickelt, die unabhängig von einer äußeren Energiezufuhr durch Auslösung einer frühzeitigen und kleinräumigen Verbrennung zur Beseitigung von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter beitragen können [7]. Voraussetzung für solch eine Zündung ist, daß lokal ein brennbares Gasgemisch ( $\text{H}_2$ -Konzentration  $> 5\text{-}8 \text{ Vol.}\%$ , Dampfgehalt  $< 40 \text{ Vol.}\%$ ) vorliegt.

Der  $\text{H}_2$ -Funkenzünder kann eine  $\text{H}_2$ -Verbrennung selbsttätig durch energiereiche Funken auslösen, die von einer batteriegespeisten Zündelektronik erzeugt werden. Der Zünder wird durch den Anstieg des Druckes oder der Temperatur im Sicherheitsbehälter im Fall eines auslegungüberschreitenden Ereignisses aktiviert und gibt kontinuierlich Funken über einen Zeitraum von Tagen ab (Bild 5).



- 1 Schmelzlot  $t = 124\text{ }^{\circ}\text{C}$
- 2 Batteriesatz
- 3 Elektronik
- 4 Druckschalter
- 5 Thermoschalter
- 6 Elektroden
- 7 Schutzkäfig
- 8 Wärme-Isolierung

Bild 5:  $\text{H}_2$ -Funkenzünder WZB 89, nach [7]

Der katalytische  $\text{H}_2$ -Zünder löst die Verbrennung mit Hilfe eines Zündeinsatzes aus, der aus einem speziellen Edelmetall-Katalysator besteht und keinerlei Energieversorgung benötigt. Im Normalbetrieb des Reaktors befindet sich der Zündeinsatz in einem Gehäuse, das sich im Anforderungsfall durch Wärmeeinfluß selbsttätig öffnet (Bild 6).

#### 4.2.2 Katalytische Rekombinatoren (Folien)

Bei der katalytischen Rekombination macht man sich die Eigenschaft von z.B. Palladium zunutze, als Katalysator die Umwandlung von Wasserstoff und Sauerstoff zu Wasser zu bewirken. Das Palladium wird dabei auf Trägermaterial z.B. in Form von Metallfolien aufgebracht und durch weitere Beschichtungen vor Umgebungseinflüssen (z.B. Katalysatorgifte) geschützt [8]. Katalytisch wirkende Folien (Bild 7) haben in Labortests ihre Wirksamkeit zur  $\text{H}_2$ -Beseitigung unter verschiedenen Umgebungsbedingungen bewiesen. Zur Zeit erfolgt eine Optimierung der Materialzusammensetzungen für großtechnische Anwendungen. Anschließend ist eine Erprobung unter realitätsnahen Unfallbedingungen im Battelle-Containment vorgesehen.

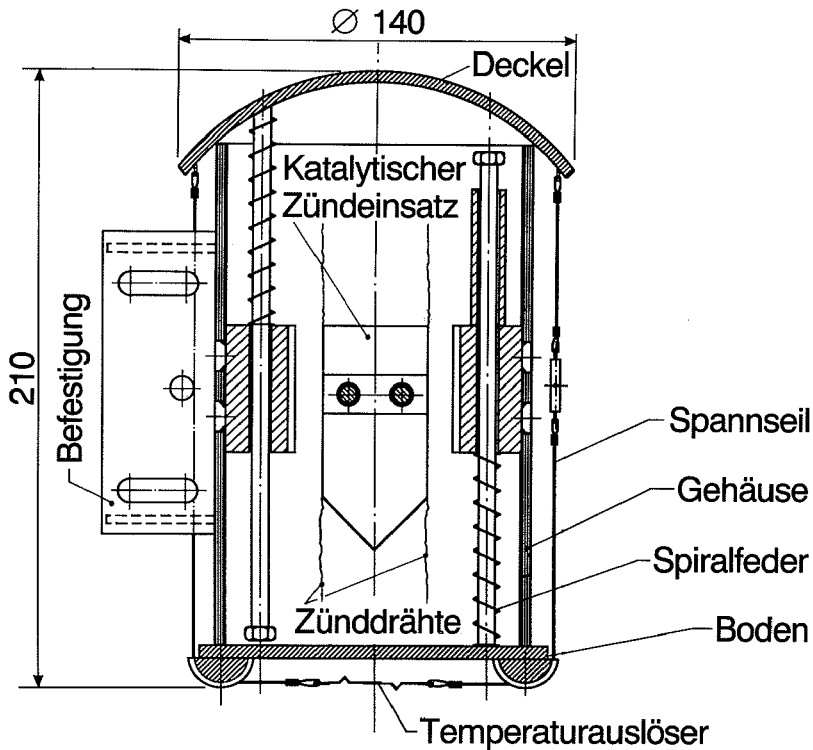


Bild 6: Katalytischer H<sub>2</sub>-Zünder WKZ 88, nach [7]

Die Umsetzung der Erfahrungen mit ausreichend getesteten, funktionsfähigen Einzelkomponenten (Zünder, Folien etc.) in ein großtechnisches Gesamtkonzept, welches in den großvolumigen Sicherheitsbehältern von DWR-Anlagen eingesetzt werden kann, steht noch aus. Hierbei wird auch an einen Verbundeinsatz von Zündern und katalytischen Rekombinatoren gedacht. Unterstützend wird z.Zt. ein anwendungsbezogenes Versuchsprogramm für das Battelle-Modell-Containment erarbeitet und diskutiert. Seitens des BMU ist eine baldige Entscheidung darüber angekündigt worden, wie die durch die Bildung brennbarer Gasgemische entstehende Gefahrensituation durch vorzusehende Maßnahmen beseitigt werden kann.

### 4.3 Weitergehende Nutzung der Sicherheitsbehälter-Druckentlastung zur Schadensminderung

#### 4.3.1 Druckreduzierung vor Fundamentdurchdringung

Das Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters kann auch ohne Erreichen des Einsatzkriteriums „Verhinderung des Überdruckversagens“ sinnvoll genutzt werden. So kann es z.B. bei einer „trockenen“ Schmelze-Beton-Wechselwirkung erst relativ spät (> 10 d) zum Erreichen eines „kritischen“ Drucks im Sicherheitsbehälter kommen. Vor diesem Zeitpunkt wird jedoch möglicherweise das Betonfundament von der Kernschmelze stark

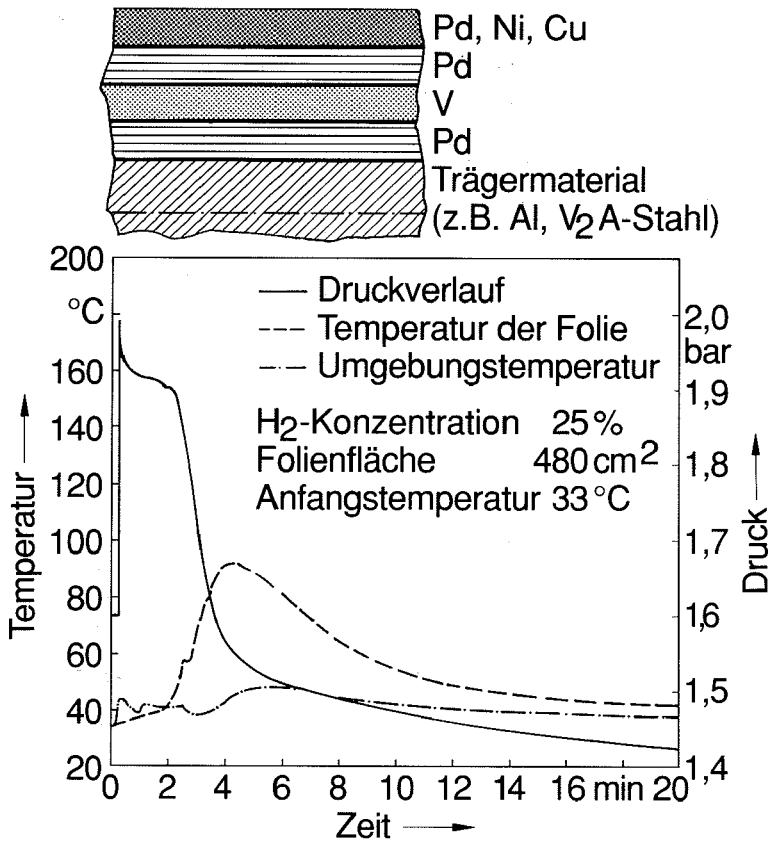


Bild 7: Aufbau und Wirksamkeit einer Katalysator-Folie, nach [8]

erodiert und durchdrungen. Um nicht beim Durchschmelzen des Fundaments Kernschmelze unter erhöhtem Druck in das Erdreich zu pressen, sollte vorher eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (SB) auf einen möglichst niedrigen Druck erfolgen.

#### 4.3.2 Druckreduzierung bei Lecks im Sicherheitsbehälter

Auch im Fall möglicher Lecks im Sicherheitsbehälter während schwerer Störfälle kann durch eine gezielte gefilterte Druckentlastung der Treibdruck für das Leck und die damit verbundene unkontrollierte Freisetzung herabgesetzt werden. In der Deutschen Risikostudie Phase B [13] wurde hierzu der Fall eines 10 cm<sup>2</sup>-Lecks im Sicherheitsbehälter untersucht, wofür nach 5 Stunden eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters angesetzt wurde. Diese Maßnahme führte zu einer erheblichen Reduzierung des Leckagestromes.

#### 4.3.3 Eingriff in die Wasserstoff-Situation

Mit einer Druckentlastung des Sicherheitsbehälters ist prinzipiell ein Eingriff in die Wasserstoff-Situation im Sicherheitsbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelzen denkbar. Durch

die Ableitung von Gasen aus dem Sicherheitsbehälter wird auch ein Teil des Wasserstoffs entfernt. Die Effektivität wurde bisher nicht analysiert. Eine derartige Maßnahme verlagert die Wasserstoff-Problematik des Sicherheitsbehälters auch in die angeschlossenen Druckentlastungs-Systeme (Deflagration, Detonation).

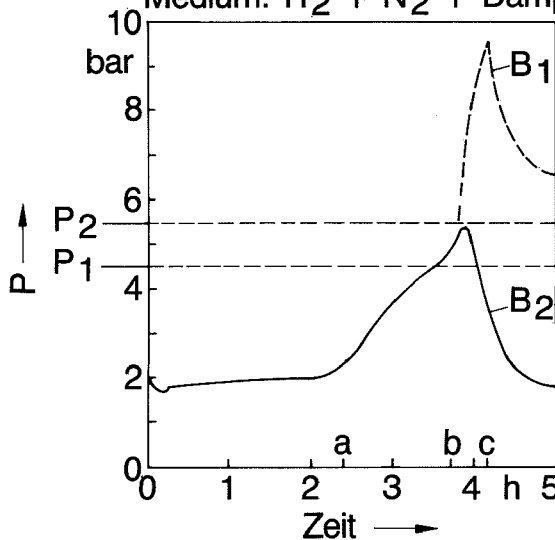
## 5. Maßnahmen zur Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters (SWR)

### 5.1 Bereits beschlossene Maßnahmen

#### 5.1.1 Sicherheitsbehälter-Druckentlastung

Für Siedewasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland liegt zur Zeit keine risikoorientierte Studie vor. Der Anlagenhersteller Siemens wurde daher von Betreibern von SWR-Anlagen beauftragt, eine Analyse zur Thematik auslegungsüberschreitender Ereignisse durchzuführen. Die Analysen wurden für das Kernkraftwerk Krümmel als Referenzanlage (Baulinie 69) erstellt [9]. Für andere SWR-Anlagen der gleichen Baulinie wurden entsprechende Umrechnungen der Ergebnisse vorgenommen [10]. Parallel hierzu erfolgten

Fall B  
 Kühlmittelverluststörfall und zusätzliche Ausfälle  
 B<sub>1</sub> = ohne Druckentlastung  
 B<sub>2</sub> = Druckentlastung bei P<sub>1</sub>  
 Medium: H<sub>2</sub> + N<sub>2</sub> + Dampf



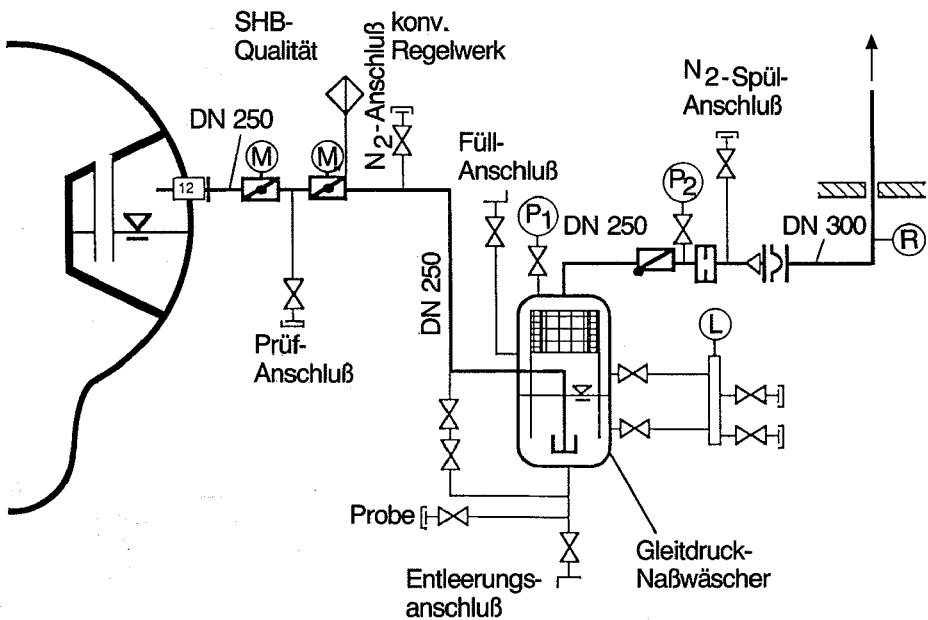
- a: Wasserstand Kernoberkante
- b: Wasserstand Kernunterkante
- b-c: Schmelzeabsturz in das Restwasser des RDB

Bild 8: Unfallablauf bei SWR Baulinie 69, 1300 MWe. Verlauf des Druckes im Sicherheitsbehälter, nach [10]

entsprechende Untersuchungen von der GRS im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), die zu vergleichbaren Ergebnissen mit der Siemens-Studie führte. Für die Untersuchungen wurden drei Ereignisabläufe ausgewählt, die einen „einhüllenden“ Charakter für andere denkbare Unfallsequenzen aufweisen.

Für den Einsatz einer Sicherheitsbehälter-Druckentlastung ist der Fall B aus [11] relevant. Es handelt sich hierbei um einen angenommenen Kühlmittelverluststörfall mit nachfolgendem Ausfall der Einspeisung in den Reaktordruckbehälter beim Umschalten auf Kondensationskammerkühlung. Im Verlaufe dieses Unfalls führt die Dampfreisetzung in das Druckabbausystem (DAS) und eine hohe Wasserstoff-Produktion zu einem erheblichen Druckanstieg, der den Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters von 4.5 bar deutlich übersteigt.

Das Öffnen eines ausreichenden Entlastungsquerschnitts im Kondensationskammerbereich zwischen Auslegungs- und Prüfdruck des Sicherheitsbehälters (Abfuhr der Nachzerfallswärme) verhindert folglich ein Überdruckversagen und führt während des Entlastens zu einem zusätzlichen Auswaschen von in der Druckkammer freigesetzten Aerosolen im Wasser der Kondensationskammer. Dieser Fall wurde als Referenzfall für die Auslegung der gefilterten Druckentlastung zugrunde gelegt. Der zeitliche Verlauf des Druckes im Sicherheitsbehälter für den ausgewählten Fall B zeigt Bild 8 aus [10].



- P<sub>1</sub> = örtl. Manometer
- P<sub>2</sub> = Anzeige auf Wartenschreiber
- L = Kap. Sonde, Anzeige auf Wartenschreiber
- R = I-Kammer, Anzeige auf Wartenschreiber

Bild 9: Sicherheitsbehälter-Druckentlastung für SWR-Anlagen der Baulinie 69, nach [4, 10]



- Öffnen etwa zwischen Auslegungsdruck und Prüfdruck des Sicherheitsbehälters
- Energieabfuhr aus dem Druckabbausystem über den Volumenstrom mindestens entsprechend der Nachwärme, die nach Ausschöpfung der Speicherkapazität der Kondensationskammer anfällt
- Auslegung der Armaturen für Wiederschließen auch bei Sicherheitsbehälter-Prüfdruck
- Auslegung der Armaturen für stufenweises Öffnen und Schließen
- Möglichkeit der Wasserzufuhr in den Venturiwäscher zur Kompensation von Wasserverlusten
- Möglichkeit zur Probennahme
- Bestimmung der bei der Druckentlastung abgegebenen Menge
- Ermittlung der bei der Druckentlastung abgegebenen Aktivität

Bild 10: Auslegung und Einsatzweisen für SB-Druckentlastungssysteme SWR

Neben der Verhinderung einer unzulässigen Druckerhöhung im DAS durch die gefilterte Ableitung von Gasen aus dem Gasraum der Kondensationskammer ergibt sich als weiterer Vorteil die Abscheidung eines großen Teils der Aerosolpartikel in der Wasservorlage der Kondensationskammer.

Das Druckentlastungssystem für SWR-Anlagen der Baulinie 69 ist in Bild 9 aus [4, 10] dargestellt. Die Auslegung und die Einsatzweise des SWR-Druckentlastungssystems zeigt Bild 10. Als Filtereinheit dient hier ebenfalls der schon bei der DWR-Druckentlastung beschriebene Gleitdrucknaßwäscher (Bild 4). Wegen der SWR-spezifischen Auslegungsrandbedingungen durch den relativ kurzzeitigen Unfallablauf wie z.B. größerer Volumenstrom, größere Aerosolbelastung, ist der Durchmesser des Venturiwäschers auf 4 m erweitert. Im übrigen gelten die schon bei der DWR-Druckentlastung beschriebenen Eigenschaften des Venturiwäschers.

Für Siedewasser-Reaktoranlagen der Baulinie 72 ist das Druckentlastungskonzept prinzipiell ähnlich dem der SWR-Baulinie 69. Auch hier wird die Kondensationskammer über einen Venturiwäscher mit integriertem Metallfaserfilter druckentlastet. Die Einleitung des Druckentlastungsvorgangs wird jedoch abweichend von der Empfehlung der RSK zu den SWR-Anlagen der Baulinie 69 [1, 2] erst oberhalb des Prüfdrucks bei 7 bar erfolgen. Dieses Vorgehen ist wegen des größeren SB-Volumens und des sehr hoch liegenden Versagens-

drucks des Betoncontainments sinnvoll. Für die Doppelanlage des Kernkraftwerks Gundremmingen (KRB II) ist ein gemeinsames Filtersystem vorgesehen.

Eine Gesamtübersicht über die geplanten Konzepte der gefilterten SB-Druckentlastung bei den LWR-Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland zeigt Tabelle 3.

Tabelle 3:

Übersicht über die in den LWR geplanten Konzepte der gefilterten SB-Druckentlastung

KKW	SB-Vol. /m <sup>3</sup>	Filter-Std.-Ort		Filtertyp			Zeitpunkt /d/ /h/	Öffnungsdruck /10 <sup>5</sup> Pa/ abs.	Durchsatz /kg/s/	Ltg-Ø /DN/
		innerhalb SB	außerhalb SB	Venturi-W.	Metallfaser	Molekul.-Sieb				
KWO	38000		x	x	x		3,9	4,0	1,5	125
KKS	45800		x		x	x	3	5,25	1,7	80/200
KWB -A/B	70000	x			x	x	3	7,0	4,0	200
GKN-I	51950		x	x	x		3	6,5	3,0	150/200
KKU	70000		x		x	x	3	7,0	3,0	200
KKG	72000		x	x	x		3	7,0	4,5	200
KWG	70000		x		x	x	3	8,0	3,0	80/200
KKP-2	72300		x	x	x		3	6,3	4,5	200
KMK	70000	x			x	x	3	5,7	6,0	200
KBR <sup>1)</sup>	70000		x		x		3	7,0	2,8	80/300 Wellrohr
Konvoi	70000		x	x	x		3,5	7,0	3,0	200
KWW	3845/ 2713*		x	x	x			5,5	4,0	200
KKB	3816/ 2284		x	x	x			4,5	4,3	250
KKI-1	3708/ 2252		x	x	x			4,4	7,2	250
KKP-1	3700/ 2172		x	x	x		9,5 h	4,25	7,0	250
KKK	4970/ 2714		x	x	x		9,5 h	4,5	4,3	250
KRB	8640/ 6068		x	x	x		15 h	7,0	13,0	300

<sup>1)</sup> Daten von 7/86    <sup>\*)</sup> Luftvolumen in Druckkammer/Kondensationskammer

### 5.1.2 Inertisierung mit Stickstoff bei der Baulinie 69

Wie sich aus den Untersuchungen des auslegungsüberschreitenden Ereignisablaufs mit Kernschmelzen für eine SWR-Anlage (Fall B) ergibt, können u.a. größere Mengen an Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden und führen dort zu hohen Konzentrationen. Um eine Wasserstoff-Verbrennung zu verhindern, empfahl die Reaktorsicherheitskommission die Inertisierung des Sicherheitsbehälters bei SWR-Anlagen mit Stickstoff [12].

Das hierfür vorgesehene Stickstoff-Inertisierungssystem hat die Aufgabe, die im Sicherheitsbehälter vorhandene Luft gegen Stickstoff auszutauschen, bis eine Rest-Sauerstoff-Konzentration von  $\leq 4$  Volumenprozent erreicht ist. Dieser Grenzwert des Inertzustandes muß von dem System aufrechterhalten werden [12]. Weiterhin sind folgende Aufgabenstellungen zu beachten:

- Überwachung des Sauerstoff-Gehalts im Sicherheitsbehälter
  - Deinertisierung (Spülen) zur Wiederherstellung der Begehbarkeit.
- 
- Beginn der Inertisierung des Sicherheitsbehälters spätestens bei Erreichen des Dauerbetriebszustandes
  - Deinertisierung nicht früher als 24 h vor geplantem Abfahren
  - Rest-O<sub>2</sub> -Gehalt unterhalb 5 Vol%
  - Steuerstabantriebsraum sollte bei Normalbetrieb deinertisiert werden können oder uninertisiert bleiben
  - Bei Teillastbetrieb kann die Druckkammer entsprechend vorübergehend deinertisiert werden

Bild 11: Inertisierung von SWR-Anlagen

Die Randbedingungen für eine solche Inertisierungs-Maßnahme sind aus Bild 11 ersichtlich. Einige weitere Gesichtspunkte zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters seien hier aufgeführt:

- Die Stickstoff-Versorgungseinheit wird z.B. außerhalb des Reaktorgebäudes aufgestellt und besteht im wesentlichen aus einem doppelwandigen N<sub>2</sub>-Tank, luftbeheizten Verdampfern einschließlich aller zugehörigen Rohrleitungen, Sicherheitsventile, Armaturen und Meßvorrichtungen. Der Stickstoff wird in tiefkaltem, flüssigen Zustand über mobile Straßentankfahrzeuge in konventioneller Technik angeliefert und über Füllstutzen in den

Vakuum-isolierten N<sub>2</sub>-Tank eingespeist. Die Aufbereitung des Stickstoffs (Vergasung, Vorwärmung) kann ebenfalls auch mobil über ein entsprechend ausgerüstetes Straßenfahrzeug in konventioneller Technik erfolgen.

- Unter weitgehender Nutzung vorhandener Systeme werden Verbindungen zwischen der Stickstoff-Bereitstellungs-Einheit und den relevanten Raumbereichen des Sicherheitsbehälters in konventioneller Technik installiert.
- Die Inertisierung erfolgt im Spülverfahren, d.h. ein dem zugeführten Stickstoffvolumenstrom äquivalenter Volumenstrom wird abgezogen und über die Abluft abgeführt. Die Umluftanlage zur Verbesserung der Stickstoff-Verteilung wird mitbetrieben.
- Die Überwachung des Sauerstoff-Gehaltes der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre erfolgt über das vorhandene Wasserstoff-Überwachungssystem, das um eine Sauerstoff-Meßzelle ergänzt wurde.
- Für den Fall, daß nach erfolgter Inertisierung ein Ansteigen des Sauerstoff-Gehaltes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre beobachtet wird, das nicht mit betrieblichen Mitteln begrenzt werden kann, wird eine kleinere Menge Stickstoff in konventioneller Technik auf der Anlage stationär bevorratet und über geeignete Anschlüsse in den Sicherheitsbehälter geleitet.
- Für Reparatur- und Wartungsarbeiten im Sicherheitsbehälter wird die Stickstoff-Inertisierung abgeschaltet und der Sicherheitsbehälter über das vorhandene Lüftungssystem gespült und belüftet.

### **5.1.3 Inertisierung mit Stickstoff bei der Baulinie 72**

Für die Siedewasserreaktoren der Baulinie 72, die sich in bezug auf den Sicherheitsbehälter wesentlich von der Baulinie 69 unterscheiden, ist ein Inertisierungskonzept erarbeitet worden, das den unterschiedlichen Gegebenheiten, besonders unter dem Gesichtspunkt der Aufrechterhaltung der Begehbarkeit von Teilbereichen des Reaktorsicherheitsbehälters während des Leistungsbetriebes, Rechnung trägt. Der wesentliche Unterschied hierbei ist, daß nur die Kondensationskammer mit Stickstoff inertisiert wird, da die Druckkammer während des Betriebs begehbar bleiben soll. Für die Druckkammer (aber auch für die Kondensationskammer) sollen gezielte Maßnahmen zur Wasserstoff-Beseitigung, wie sie auch bei DWR-Anlagen vorzusehen sind, installiert werden.

Die schon für die Baulinie 69 aufgeführten Gesichtspunkte und Randbedingungen für die Stickstoff-Inertisierung treffen auch auf die SWR-Baulinie 72 zu. Für die zwei Blöcke der KRB II – Anlage ist ein gemeinsames Stickstoff-Versorgungs-Zentrum vorgesehen.

## **5.2 Diskutierte Maßnahmen**

Die hier dargelegten Maßnahmen und Verbesserungsmöglichkeiten, die zur Zeit diskutiert werden, beziehen sich nicht nur auf die bestehenden Siedewasserreaktoren, sondern werden auch bei zukünftigen LWR-Konzepten in die Überlegungen miteinbezogen.

### **5.2.1 Verhinderung Durchschmelzen des Sicherheitsbehälters (Baulinie 69)**

Die Verletzbarkeit der SB-Stahlschale im Bodenbereich durch den Angriff heißer Schmelze ist seit einiger Zeit Gegenstand von Diskussionen. Durch die konstruktive Gestaltung des SB der Baulinie 69 mit seiner Sicherheitshülle aus Stahl und speziell die Ausführung der

Bodenkalotte ist nach dem Durchschmelzen des Reaktordruckgefäßes der Boden dem nahezu direkten Kontakt mit Schmelze ausgesetzt. Die Kühlung durch eine Überdeckung mit Sumpfwasser beseitigt diese Gefahrensituation nicht.

Daher wird die Einbringung von Opferbettschichten (Beton-, Keramik- Schichten, die möglichst wenig Gas beim Aufschmelzen produzieren, etc.) auf den Boden der Kalotte und ein Schutz der seitlichen Stahlwände diskutiert.

Andere Überlegungen setzen im Raum unter dem Sicherheitsbehälter im Reaktorgebäude (RG) an. Hier ist an eine großflächige Verteilung der Schmelze zur besseren Kühlung (evtl. Fluten der Kellerräume) gedacht. Auch hier können Opferbettschichten spezieller Zusammensetzung sinnvoll sein, um den Gas- und Aerosolaustrag aus einer Schmelze-Beton-Reaktion in das Reaktorgebäude zu reduzieren.

### **5.2.2 Verhinderung Durchschmelzen des Sicherheitsbehälters unter Druck (Baulinie 69)**

Bei einem Unfall mit Kernschmelzen strömen zunächst Gase und Wasserdampf aus dem Leck oder über das Druckentlastungssystem des Kühlkreislaufes in den Sicherheitsbehälter und führen hier zu einem mehr oder weniger starken Druckaufbau. Nach einem möglichen Durchschmelzen des Reaktordruckgefäßes mit anschließendem Versagen des Sicherheitsbehälters im Bereich der Bodenkalotte werden dann Gase und Spaltprodukte aus der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre unter erhöhtem Druck ausgeblasen und im Reaktorgebäude verteilt. Um diesen Austrag zu reduzieren, wird diskutiert, durch frühzeitiges Druckentlasten des Sicherheitsbehälters über die Kondensationskammer den Druck vor dem Durchschmelzen abzusenken. Auslösendes Kriterium sollte eindeutiges Erkennen des Eintritts von Kernschmelzen sein. Damit könnte ein möglicher Gas- und Spaltproduktaustrag aus dem Sicherheitsbehälter nach dem Durchschmelzen des Bodens im Steuerstabantriebsraum drastisch reduziert werden.

Gleichzeitig mit der frühen Druckentlastung wird eine große Menge Wasserstoff aus der Kondensationskammer abgeführt, die sonst – bei der Druckentlastung als Folge des Sicherheitsbehälter-Durchschmelzens – über die Rückschlagklappen zwischen Druck- und Kondensationskammer in die Druckkammer und weiter in das Reaktorgebäude gelangen könnte und eine Gefahr für dessen Integrität darstellt.

### **5.2.3 Schutzmaßnahmen für Kabelkanäle**

Gegenüber der Baulinie 69 unterscheidet sich die neuere Baulinie 72 im wesentlichen durch den Sicherheitsbehälter aus Beton. Die Gasdichtheit wird hier durch einen Stahl-Liner erreicht. Dadurch stellt sich das Problem der unmittelbaren Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters durch direkten Kontakt von Schmelze mit der Dichthaut des Sicherheitsbehälters nicht.

Im Betonboden des Steuerstabantriebsraumes der Baulinie 72, unterhalb des Reaktordruckgefäßes, befinden sich Kabelkanäle, die zu einem Kabelringkanal führen. Von diesem Kabelringkanal aus ist die Dichthaut (Liner) des Sicherheitsbehälters unmittelbar zugänglich. Daher werden Schutzwehre aus schwer schmelzbarem Material diskutiert, die entweder im Bodenbereich des Steuerstabantriebsraumes ein Abfließen der Schmelze durch die Kabelkanäle verhindern oder im Kabelringkanal ein weiteres Vordringen der Schmelze bis zur Sicherheitsbehälter-Dichthaut verhindern oder zumindest verzögern sollen. Die Auswirkung der Kühlung durch Wasser, das hinter Wehren steht, auf den Vorgang der Schmelze-Beton-Wechselwirkung soll in den weiterführenden BETA-II-Experimenten untersucht werden.

#### **5.2.4 Begrenzung/Verhinderung der Schmelze-Beton-Wechselwirkung (Baulinie 72)**

Zur Begrenzung und/oder Verhinderung von Schmelze-Beton-Wechselwirkung bestehen grundsätzlich die Möglichkeiten

- der verstärkten Kühlung der Schmelze im Sicherheitsbehälter und
- der Einbringung von Opferbettschichten mit hoher Zerstörungsenthalpie.

Eine verbesserte Kühlung kann durch vergrößerte Oberfläche der Schmelze infolge der Begünstigung einer größeren Ausbreitung im Bodenbereich erreicht werden.

Verstärkte Kühlung durch Oberflächenvergrößerung der Schmelze kann weiterhin durch Fragmentierung in einer Wasservorlage erreicht werden.

Um einen unmittelbaren Kontakt der Schmelze mit dem Bodenbeton und die dann einsetzende Schmelze-Beton-Wechselwirkung mit ihrer starken Gasfreisetzung zu verzögern oder ganz zu verhindern, könnten Schutzschichten aus Schmelze-resistenterem Material am Boden des Steuerstabantriebsraumes oder auch im Kabelringkanal eingebracht werden, die je nach Raumverhältnissen auch mit Wasserkühlkanälen durchzogen sein können. In Schweden soll z.B. die Schmelze-Beton-Wechselwirkung dadurch verhindert werden, daß vor RDB-Versagen der Raum unterhalb des RDB geflutet wird. Hierdurch wird eine vollständige Kühlung der Schmelze im Sicherheitsbehälter erwartet.

### **6. Zusammenfassung und Ausblick**

Für die Druckentlastung der Sicherheitsbehälter aller LWR-Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland liegen zur Zeit detaillierte Konzepte und in vielen Fällen auch bereits Einzelgenehmigungen zur Errichtung vor (Tabelle 3). Für einzelne Anlagen ist die Umrüstmaßnahme für die Sicherheitsbehälter-Druckentlastung schon abgeschlossen oder wird zur Zeit durchgeführt.

In bezug auf Maßnahmen zur Beherrschung der Wasserstoff-Problematik ist das Verfahren der Qualifizierung für die Systemkomponente H<sub>2</sub>- Zünder erfolgreich abgeschlossen worden. Es ist davon auszugehen, daß in nächster Zeit eine Empfehlung der RSK zur praktischen Durchführung einer ersten Konzeptstufe auf der Basis von Zündern in den bundesdeutschen LWR-Anlagen an den BMU ausgesprochen wird. Hierzu werden Versuche zur Wirksamkeit in realer Geometrie derzeit geplant, um die Nutzbarkeit des Zünder-Konzeptes zu untermauern.

Katalytische Rekombinatoren bedürfen noch einer Detail-Entwicklung sowie Versuche im großtechnischen Maßstab (Battelle-, HDR-Containment). Es wird erwartet, daß konkrete Ergebnisse bis Ende 1991 vorliegen. Erst dann ist mit der Entscheidung über ein Gesamtkonzept zu rechnen.

Für die bereits vorhandenen oder in der Installation befindlichen Vorrichtungen eines anlageninternen Notfallschutzes werden gegenwärtig erweiterte Nutzungsmöglichkeiten diskutiert. Weitergehende Überlegungen zur Sicherung der Integrität des SB beeinflussen auch Konzepte für zukünftige Reaktoranlagen.

### **7. Literatur**

- [1] Empfehlung der Reaktorsicherheitskommission auf ihrer 218. Sitzung am 17. Dezember 1986: Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland, veröffentlicht im Bundesanzeiger Nr. 52 am 17.3.1987.

- [2] Empfehlung der Reaktorsicherheitskommission auf ihrer 222. Sitzung am 24. Juni 1987: Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland, veröffentlicht im Bundesanzeiger Nr. 157 am 26.8.1987.
- [3] Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission auf ihrer 226. Sitzung am 21. Oktober 1987: Anlageninterner Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor, veröffentlicht im Bundesanzeiger Nr. 47a vom 9.3.1988.
- [4] Eckardt, B.: Containment venting for light water reactor plants; Kerntechnik 53 (1988) No. 1
- [5] Queiser, H., und B. Eckardt: Gefilterte Druckentlastung mittels Venturiwäscher im Gleitdruckbetrieb für Siedewasserreaktoren; Siemens AG, Unternehmensbereich KWU, Jahrestagung Kerntechnik, Travemünde, 17.-19. Mai 1988
- [6] Dillmann, H.-G., H. Pasler and J.G. Wilhelm: Containment venting filter designs incorporating stainless-steel fiber filters; Kerntechnik 53 (1988) No. 1
- [7] Heck, R.: Catalytic and spark hydrogen igniters; Kerntechnik 53 (1988) No.1
- [8] Chakraborty, A.K.: Catalytic removal of hydrogen; Kerntechnik 53 (1988) No.1
- [9] Fabian, H.-O., und J. Eyink: Assessment of relevance and consequences of severe accidents in Siemens/KWU BWR's; IAEA-SM-296/27 IAEA/OECD International Symposium on Severe Accidents in Nuclear Power Plants Sorrento, Italy, 21 – 25. März 1988
- [10] Albert, N., und H. Bilger: Inerting System and Pressure Relief System with Filtered Venting in FRG-Boiling Water Reactors IAEA-SM-296/30 IAEA/OECD International Symposium on severe Accidents in Nuclear Power Plants, Sorrento, Italy, 21 – 25. März 1988
- [11] Engel, H.: SWR – Gefilterte Druckentlastung – Quellterm (Tischvorlage für RSK-A-LWR am 15.12.1987) Siemens Unternehmensbereich KWU, Abt. U 9 S, 2. Dezember 1987
- [12] Hill: N<sub>2</sub>-Inertisierungssystem UP 80 für das SWR-Kernkraftwerk KKI 1; Siemens AG, Unternehmensbereich KWU, Abt. U 8 223, 5.11.1987
- [13] Deutsche Risikostudie-Kernkraftwerke, Phase B. Eine zusammenfassende Darstellung; Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-72 (Juni 1989)

# Das Potential von Expertensystemen in Notfallsituationen

L. Felkel, B. Pütter<sup>1)</sup>

## Kurzfassung

Der Beitrag zeigt zunächst allgemein die Anforderungen an das Wartenpersonal im Notfall auf. Anhand der speziellen Situation, die ein sekundär- bzw. primärseitiges Bespeisen und Druckentlasten in einem DWR erfordert, wird aufgezeigt, welches Informationsbedürfnis jeweils besteht. Da dem Wartenpersonal im wesentlichen das Betriebshandbuch (BHB) zur Verfügung steht, werden Möglichkeiten aufgezeigt, wie dieses zu einem expertensystemgestützten BHB gemacht werden kann und welche Vorteile daraus resultieren.

## Abstract

This paper shows the general requirements for the operating personnel during an accidental situation. According to the specific situation which needs secondary or primary bleed and feed in a PWR it will be shown what kind of information is necessary. Since the operating personnel must rely, in essence, on the operational handbook, the possibilities are outlined how this manual can be transformed into an expert-system-based handbook and what advantages this would yield.

## 1. Einleitung

In der Bundesrepublik Deutschland sind als Orientierungshilfe bei der Notfallschutzplanung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen durch den Bundesminister des Innern Rahmenempfehlungen veröffentlicht worden ([1] und [2]). Nachdem dem Betreiber bei der Notfallschutzplanung wesentliche Aufgaben zukommen, wurden vom Bundesminister des Innern auch Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken veröffentlicht [3].

Die wesentliche Zeitspanne liegt zwischen dem Zeitpunkt des Erkennens eines sich anbahnenden Unfalls mit zu erwartender Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der kerntechnischen Anlage und dem Beginn der Freisetzung selbst.

Die Aufgaben eines rechnergestützten Systems (Expertensystems) müssen zunächst auf die Zeit vor dem Ereignis „Freisetzung aus der Anlage“ beschränkt werden.

Da das Informationsproblem im kerntechnischen Notfall vielschichtig und inhomogen ist, muß sich das Potential, das die rechnergestützten Systeme bieten, auf den Teilproblembe-  
reich beschränken, der mit Hilfe solcher Systeme verbessert werden kann. Außerdem kann ein derartiges System nicht unabhängig von bestehenden Informationssystemen und Konzepten betrachtet werden.

Bei der Prognose mit Hilfe der Vorausrechnungen handelt es sich um eine sehr umfangreiche Problemstellung. Auch hier müssen wir uns auf einen Problemanriß beschränken. Bei großtechnischen Anlagen sind Sicherheitsvorkehrungen vorhanden, um Schäden in der Umgebung auszuschließen. Es sind jedoch Ereignisabläufe denkbar, die trotz aller Sicherheitsvorkehrungen zu Schäden führen können. Dabei kann es sich um Ereignisabläufe han-

---

<sup>1)</sup> Dipl.-Inf. Lothar Felkel, Dr. Bernhard Pütter, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS)mbH



deln, bei denen die Sicherheitseinrichtungen ausfallen oder um Ereignisabläufe nach Einleitungsereignissen, gegen die eine Anlage nicht ausgelegt ist. Wenn trotz aller Sicherheitsvorkehrungen ein Zustand entsteht, bei dem eine Gefährdung der Bevölkerung in der Umgebung der Anlage mit Mitteln des Anlagenbetreibers allein nicht mehr verhindert werden kann, ist ein Notfall eingetreten. Aufgabe des Notfallschutzes ist es, die Auswirkung von Unfällen auf die Bevölkerung so gering wie möglich zu halten.

Hierzu ist jedoch anzumerken, daß die Planung von Notfallschutzmaßnahmen nicht auf detaillierten Unfallszenarien aufgebaut werden kann, da der Notfallschutz gerade für solche Fälle vorgesehen ist, die nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden können.

### **1.1 Aufgaben des Wartenpersonals**

Entsprechend den Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken [3] ist die technische Werksleitung, die bis zu ihrem Eintreffen von der Schichtleitung vertreten wird, verantwortlich für die Auslösung des Alarms, die Durchführung der im Alarmfall erforderlichen Maßnahmen und die unverzügliche Unterrichtung der Aufsichtsbehörde. Die technische Werksleitung sorgt für die Abstellung eines sachkundigen Verbindungsmannes zur Katastrophenschutzleitung.

Primäre Aufgabe des Betreiberpersonals nach Eintritt eines Störfalles ist dessen Beherrschung bzw. eine derartige Beeinflussung des Ereignisablaufes, daß die Auswirkungen auf die Umgebung so gering wie möglich gehalten werden. Außerdem ist der Betreiber in Notfällen zu möglichst frühzeitiger Alarmierung der zuständigen Behörden verpflichtet sowie zu deren Information über den zu erwartenden Ereignisablauf.

Nach KTA 1201 müssen im Teil 3 des Betriebshandbuches (Störfälle) die im Genehmigungsverfahren behandelten Störfälle enthalten sein. Die Erkennungsmöglichkeit des Störfalles, die automatisch ablaufenden und die vom Schichtpersonal durchzuführenden Maßnahmen sowie der Zustand, in den die Anlage gebracht werden muß, sind in Schrittprogrammen darzustellen. Die Schrittprogramme müssen von den Erkennungsmöglichkeiten der Störfälle ausgehen und sind bei Bedarf durch Auslöseschemata zu ergänzen.

Eine Überwachung der Anlagenparameter und des Sicherheitssystems ist erforderlich. Das Wartenpersonal leitet daraus die zur Störfallbeherrschung bzw. Optimierung des Anlagenzustandes erforderlichen Handeingriffe ab. Außerdem ist die Überwachung der Anlagenparameter und des Sicherheitssystems und damit die Orientierung über den Ereignisablauf die Grundlage für die Prognose des weiteren Ereignisablaufes. Diese Prognose ist zwar bei den im Betriebshandbuch behandelten Ereignisabläufen relativ einfach, kann jedoch bei anderen Ereignisabläufen sehr schwierig sein. Kennzeichen des Notfallschutzes ist es jedoch, daß er erst dann von Wichtigkeit ist, wenn der weitere Ereignisablauf eines Störfalles nicht dem eines im Genehmigungsverfahren behandelten entspricht.

Die Prognose des weiteren Ereignisablaufes und die Abschätzung der Konsequenzen müssen jedoch letztlich vom Wartenpersonal durchgeführt werden. Hierzu ist ein umfangreicher Kenntnisstand erforderlich, der von detaillierten Anlagenkenntnissen über fundiertes Wissen zu thermohydraulischen Rechnungen bis zu Kenntnissen der Radiologie reicht. Detaillierte Anlagenkenntnisse sind erforderlich, um die Auswirkungen von Komponentenausfällen auf das Systemverhalten beurteilen zu können und um abzuschätzen, ob Reparaturmöglichkeiten bestehen, für die aufgrund des Ereignisablaufes ausreichend Zeit zur Verfügung steht. Bei thermohydraulischen Rechnungen besteht das Problem, daß ihre Ergebnisse im allgemeinen stark von den Randbedingungen abhängen. Bei der Verwendung sol-

cher Rechnungen für die Prognose müßte das Personal beurteilen können, in welchem Maße sich geänderte Randbedingungen auf das Ergebnis auswirken und wie die Ergebnisse im Zusammenhang mit dem Anlagenverhalten zu interpretieren sind. Auch zur Beurteilung der voraus sichtlichen radiologischen Konsequenzen eines Ereignisablaufs ist die Kenntnis der anlagentechnischen Gegebenheiten von grundlegender Bedeutung. Dies gilt besonders dann, wenn Aussagen zur Radiologie bereits vor einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage gemacht werden sollen.

Für die Durchführung dieser Aufgaben, die Verifikation sowie als zusätzliche Redundanz können flexible rechnergestützte Systeme zur Homogenisierung und Mitverfolgung, aber auch zur Dokumentation der Entscheidungsvorgänge hilfreich sein.

## **1.2 Aufgabenstellung für ein Expertensystem im kerntechnischen Notfall**

Größere Vorlaufzeiten sind am ehesten zu erreichen, wenn es gelingt, zuverlässige Prognosen für die Entwicklung des Zustandes im Nuklearteil eines Kernkraftwerkes zu einem früheren Zeitpunkt zu erstellen. Deshalb sind Prognosemöglichkeiten für die Fortentwicklung eines Störfalls im nuklearen Anlagenteil zu identifizieren.

Im Zusammenhang mit den Maßnahmen des Notfallschutzes sind folgende Randbedingungen von Bedeutung:

- Möglichst große Vorlaufzeiten zwischen der Auslösung von Maßnahmen und dem Eintreffen luftgetragener radioaktiver Stoffe im betroffenen Gebiet,
- Vermeidung unnötiger Maßnahmen, wie z.B. Evakuierung der Bevölkerung.

Um diese Randbedingungen einzuhalten, sollten dem Anlagenpersonal weitere Hilfen angeboten werden:

- Störfallerkennung,
- Orientierung über den Ereignisablauf,
- Prognose des weiteren Ereignisablaufs,
- Entscheidungsvorbereitung für Alarme.

Dazu ist es erforderlich, daß das Expertensystem folgende Aufgaben erfüllt:

- komprimierte Information über den Zustand des Sicherheitssystems,
- komprimierte Information über den Anlagenzustand,
- Zurverfügungstellung von charakteristischen Vorausberechnungen des Anlagenverhaltens,
- Orientierung über radiologische und meteorologische Situation,
- Prognose der radiologischen Emissionen und Immissionen.

Bei den beiden letzten Punkten, im Bereich der Radiologie, müßte allerdings von Meßwerten innerhalb und außerhalb der Gebäude ausgegangen werden.

## **2. Technische Möglichkeiten der Expertensysteme**

Allgemeine Aufgabe eines Expertensystems ist es, Wissen über eine Problemdomäne zur Verfügung zu stellen. Damit ein Expertensystem nicht Trivialitäten an den Benutzer weitergibt, ist dafür zu sorgen, daß die sogenannte Wissensbasis von einiger Komplexität ist. Dies setzt voraus, daß auch das Problemgebiet mindestens diese Komplexität aufweist.

Nimmt man das Betriebshandbuch (BHB) eines Kernkraftwerkes als Beispiel für eine Wissensbasis, so sieht man, daß diese Komplexität durchaus gegeben ist. Darüberhinaus ent-

stehen Such- und Verknüpfungsprobleme, die sicherlich Zeit erfordern und besonders dann, wenn das Personal unter Streß zu arbeiten hat, fehlerträchtig sind. Ein Betriebshandbuch, so vielfältig das in ihm enthaltene Wissen auch sein mag, hat prinzipielle Nachteile die mit einem rechnergestützten System unwirksam werden oder wenigstens sehr vermindert werden können. Die wichtigsten dieser Nachteile sind im folgendem aufgelistet:

- Ein BHB kann nur verbal Zusammenhänge beschreiben, nicht jedoch diese Zusammenhänge wirklich ausführen (z.B. wäre  $e = mc^2$  der Zusammenhang, aber der aktuelle Wert von  $m$  ist erst in der speziellen Situation, in der er benötigt wird, bekannt, also kann  $e$  erst dann berechnet werden).
- Ein BHB ist nicht dynamisch. Es kann zwar zeitliche Abläufe darstellen aber nicht mitverfolgen.
- Ein BHB kennt nicht automatisch die zu einem Problembereich gehörigen Fakten (Anlagendaten) und kann deshalb nur Vorgehensweisen, nicht aber fertige Ergebnisse liefern.
- Ein BHB kann keine Voraussagen liefern.
- Ein BHB kann eine Maßnahme, die in einer bestimmten Situation durchgeführt werden muß, nicht mitverfolgen und auf Erfolg prüfen.
- Ein BHB muß sich aufgrund ergonomischer Erfordernisse in der Wissensmenge beschränken, da es sonst nicht mehr handhabbar sein würde. Dennoch wäre an mancher Stelle ein „abrufbares“ Mehr an Wissen erwünscht.
- Ein BHB erfordert vom Benutzer eine Reihe von Handgriffen, die nicht menschliche Intelligenz, sondern lediglich extreme Sorgfalt bei der Durchführung durchaus komplexer algorithmischer Schritte erfordern.

Es gibt sicher noch eine Reihe weiterer Punkte, in denen ein BHB verbessert werden könnte. Man darf hier nicht in den Fehler verfallen, die Tatsache, daß die heutigen BHB's in den laufenden Kernkraftwerken für den Betrieb der Anlage und der Störfallbeherrschung ausreichend sind, zum Anlaß nehmen, eben solche Verbesserungen als unnötig zu erachten. Ebenso könnten wir die Entwicklung und Anwendung von Anti-Blockier-Systemen zur Verbesserung der Bremswirkung in Kraftfahrzeugen als ein sinnloses und unnötiges Unterfangen bezeichnen.

Darüberhinaus zeigt sich, daß sich gerade beim Notfallschutz Situationen herauskristallisieren, die einige der genannten Wünsche nachgerade erforderlich machen. Am Beispiel des „Bleed & Feed“ wird dies in Kapitel 3 in bezug auf die Prognose deutlich gemacht. Sicherlich wird man bei der Erstellung des sogenannten Notfallschutzhandbuches (NHB), das sich derzeit in Entwicklung befindet, auf derartige Wünsche stoßen, so daß die Frage entsteht, ob sich in diesem Zusammenhang der Einsatz rechnergestützter Methoden nicht geradezu anbietet.

Ein derartiger Vorschlag führt zunächst sicherlich zu einer Reihe von Einwänden, die nach genauer Analyse jedoch zum größten Teil die für Handbücher allgemein geltenden Probleme offenbaren und weniger die der Implementierung auf einen Rechner. Der häufigste Einwand ist mutmaßlich: „Was ist, wenn falsches Wissen in einem derartigen System eingespeichert ist und damit ein Störfall eventuell erzeugt und nicht, wie es das Ziel war, verhindert oder beherrscht würde?“

Hinter diesem Einwand verbirgt sich das offenkundige Unbewußtsein über die Speicherung von Wissen schlechthin. Es handelt sich bei einem BHB aus Papier ebenso um Speicherung

von Wissen wie in einem Expertensystem. Nur die Form ist verschieden. Man könnte nun viele Vor- bzw. Nachteile der jeweiligen Form einander gegenüberstellen. Ohne sie im einzelnen aufzuzählen, wollen wir doch behaupten, daß ein BHB oder NHB in elektronischer Form letztlich einem aus Papier bei weitem überlegen sein kann.

Wie diese Überlegenheit erreicht werden kann, soll nachfolgend anhand der eingangs erwähnten Nachteile aufgezeigt werden.

- Bildschirme sind heute nicht mehr beschränkt auf Text im Format 24 Zeilen je 80 Spalten. Moderne 20-Zoll-Bildschirme (schwarze Schrift auf weißem Untergrund oder umgekehrt oder sogar farbig), mit einer Auflösung von ca. 1400 x 1200 Bildpunkten sind geeignet, mindestens zwei DIN A4 Seiten inklusive Fotografien oder anderer Graphiken darzustellen [4].
- Die Organisation eines BHB läßt sich mit Hilfe eines Rechners und derartigen Bildschirmen vereinfachen. Werden zum Beispiel Verweise aus anderen Kapiteln benötigt, so werden einfach sogenannte zusätzliche „Windows“ eröffnet. Die Größe solcher „Windows“ kann abhängig vom jeweiligen Zweck spezifiziert werden. Sind beispielsweise nur kleine Kurven einzublenden, so muß nicht das sonstige Informationsmaterial auf dem Bildschirm verdeckt werden. Es können vergleichende Betrachtungen durchgeführt werden, was bei einem Papier- BHB bereits das Herausnehmen einer Seite erfordert.

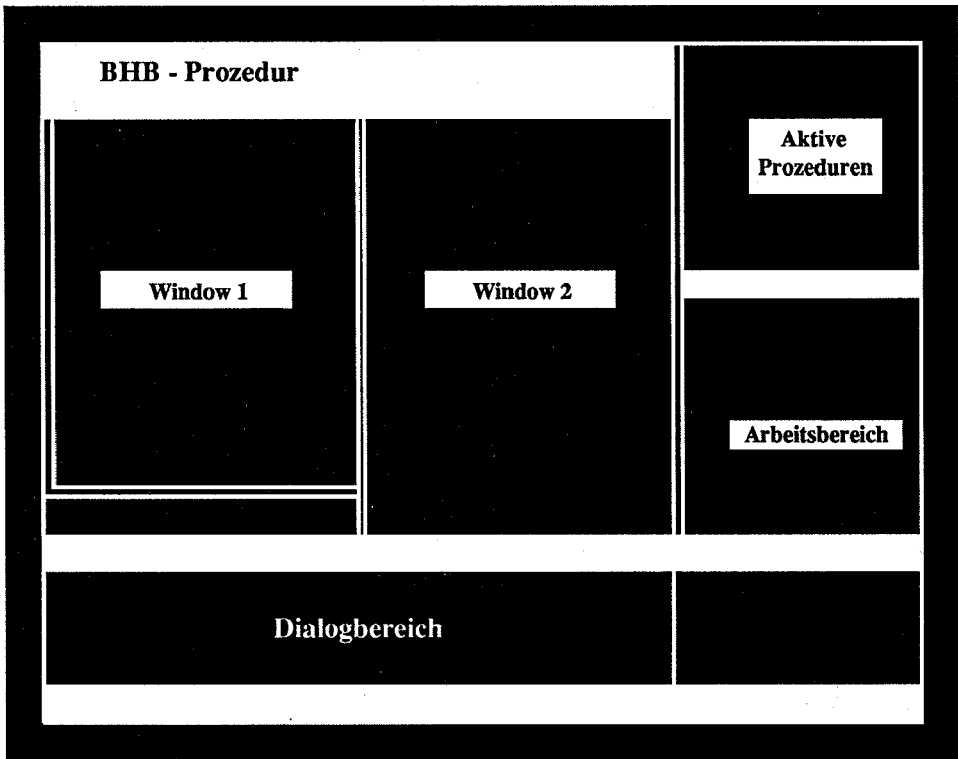


Bild 1: Rechnergestütztes BHB

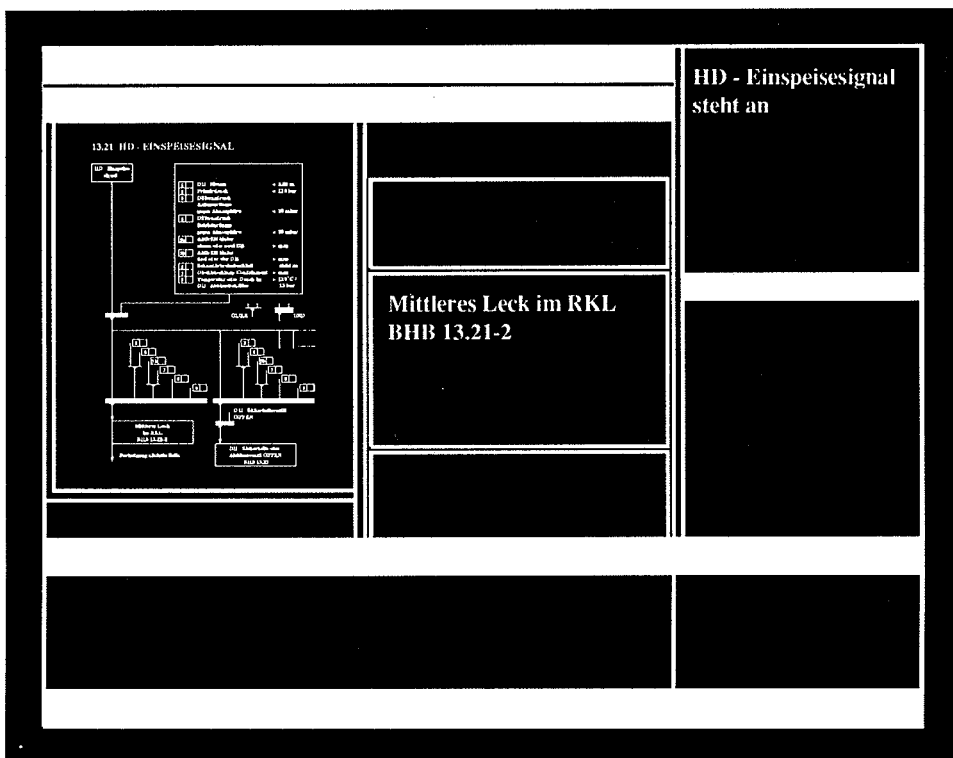


Bild 2: Nutzung eines expertensystemgestützten BHB

Wenn die Texte zu umfangreich werden, überdecken die neuen „Windows“ zwar die vorhergehenden, die jedoch deshalb nicht verschwinden, sondern jederzeit wieder zur Verfügung stehen. Der Zugriff auf Information und ihre Darstellung auf dem Bildschirm ist heute derart effizient, daß man mit Sicherheit schneller an der gesuchten Stelle ist als bei einem normalen BHB (Bild 1, Bild 2).

Obendrein lassen sich die durchgeführten Aktivitäten aufzeichnen und archivieren, so daß einerseits nachprüfbar wird, aufgrund welcher Informationen und Vorgehensweisen die Benutzer gehandelt haben; andererseits liefert dies wertvolle Information ergonomischer Natur zur Verbesserung sowohl des BHB als auch der darin beschriebenen Maßnahmen. Es kann konstatiert werden, daß ein expertensystemgestütztes BHB zunächst einmal mindestens so gut gehandhabt werden kann wie ein „normales“. Expertensystemgestützte BHB's haben jedoch eine Reihe weitere Vorteile.

- Rechnerfunktionen lassen sich einfach einbauen und gegebenenfalls ausführen. Es wäre sicherlich überhaupt kein Problem bei  $e = mc^2$  e auszurechnen, wenn man m kennt (wir unterstellen, daß die Konstante c dem System bekannt ist). Wenn es sich bei m um einen Wert handelt, der aus dem Prozeß kommt, d.h. gemessen wird, so ist es bei einem rechnergestützten System möglich, diese Daten direkt zu erfassen und zu verarbeiten. Damit wird fehlerträchtige und zeitaufwendige Arbeitslast vom Benutzer genommen. Die Menge

HD - Einspeise-  
signal

1	DH - Niveau	< 2.85 m
2	Primärdruck	< 110 bar
3	Differenzdruck Anlagenräume gegen Atmosphäre	< 30 mbar
4	Differenzdruck Betriebsräume gegen Atmosphäre	< 30 mbar
5a	Aktivität hinter einem oder zwei DE	> max
5b	Aktivität hinter drei oder vier DE	> max
6	Sekundärkreisabschluß	steht an
7	Direktstrahlung Containment	> max
8	Temperatur oder Druck im DH - Abblasebehälter	> 120°C / 12 bar

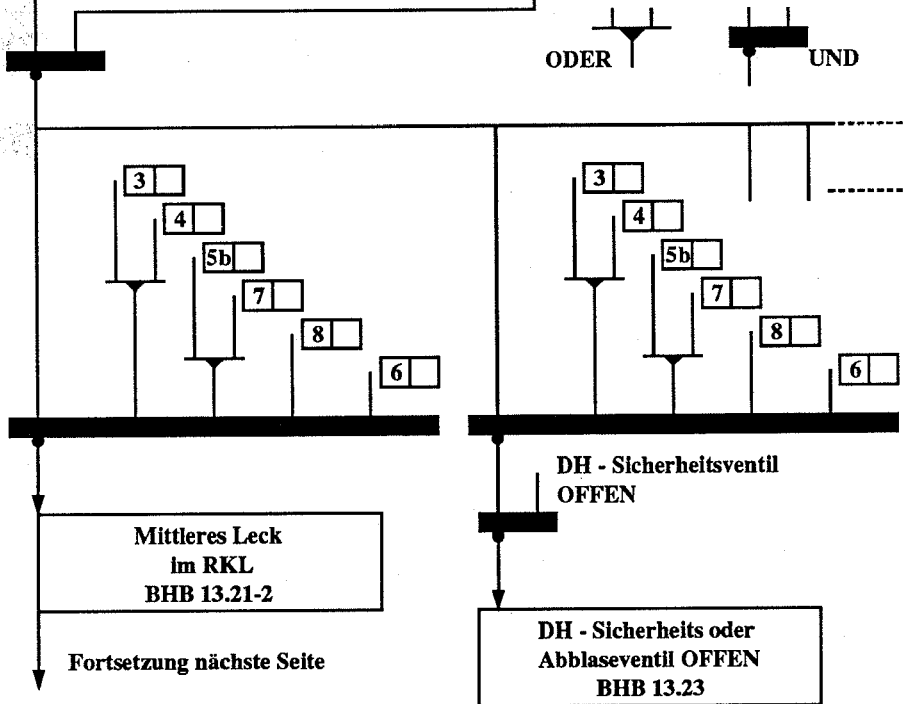


Bild 3: HD-Einspeisesignal und Leckidentifikation

im System zur Verfügung stehender Fakten (Daten) wird stark vergrößert, so daß damit sicherlich auch eine qualitative Verbesserung eines BHB's einhergeht. Bei ohnehin schon algorithmisierten Aufgaben des BHB's können dem Benutzer dann gleich die fertigen Ergebnisse geliefert werden. Ein Zeitgewinn und erhöhte Zuverlässigkeit sind zu erwarten. Bild 3 und Bild 4 zeigen die bisherige Vorgehensweise mit normalen BHB's bzw. deren algorithmische Umsetzung in einem expertensystem gestützten BHB. Bild 4 zeigt im wesentlichen, was im normalen BHB vom Benutzer „im Kopf“ berechnet werden muß und stellt somit nicht notwendigerweise eine Repräsentation für den Benutzer des expertensystemgestützten BHB dar. Trotzdem sollen solche Verknüpfungen transparent bleiben, weswegen eine Darstellung nach Bild 3 sich durchaus auch in einem rechnergestützten System wiederfinden könnte. Dann allerdings dynamisiert, d.h. mit den aktuellen aus der Instrumentierung erhaltenen Meßwerten und den daraus resultierenden Pfaden und Schlußfolgerungen.

- Expertensysteme sind heute in der Lage, auch zeitabhängige Vorgänge wissensmäßig zu repräsentieren und in der aktuellen Situation Hilfsmittel hierzu zur Verfügung zu stellen. Entwicklungen in dieser Hinsicht, bei denen die Störungsanalyse im Vordergrund steht, können ihrem Wesen nach auf BHB's übertragen werden. Im allgemeinen werden

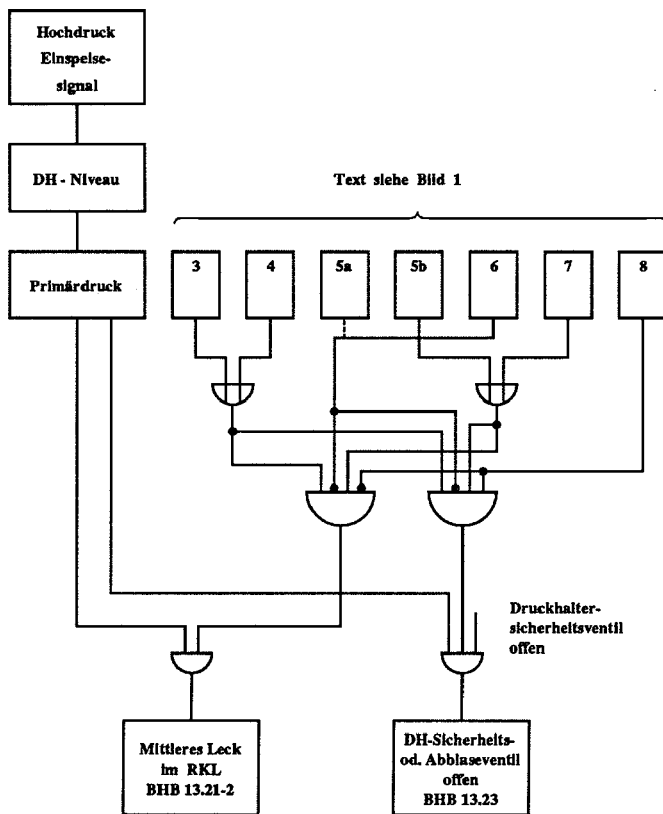


Bild 4: Logische Operationen zu Bild 1

Maßnahmen, die im BHB beschrieben sind, einen zeitlichen Rahmen haben, der zur erfolgreichen Durchführung eingehalten werden muß. Es kann auch sein, daß mehrere solcher Maßnahmen parallel ausgeführt werden müssen. Diese wiederum können Synchronisationsbedingungen unterworfen sein, deren Überprüfung, Überwachung und Einhaltung wesentlich zur Störfallbeherrschung sind. Da die Prozeßdaten einen Zeitstempel tragen und somit die Chronologie des Prozesses an das expertensystemgestützte BHB weitergegeben werden kann, stehen sämtliche Daten für eine Mitverfolgung und Erfolgskontrolle von Maßnahmen direkt zur Verfügung. Dies erhöht die Zuverlässigkeit unter anderem dadurch, daß frühzeitig und vollständig eine Erfolgskontrolle stattfindet. Nichtmeßbare Daten können in das System eingegeben werden, wo sie benötigt werden. Es gibt sogar Möglichkeiten, Meßdaten mit tragbaren Rekordern vor Ort aufzunehmen und an ein derartiges System weiterzugeben. Eine Trendüberwachung wichtiger Größen für eine Situation läßt sich leicht und flexibel zusammenstellen.

- Gerade im Notfallschutz sind unter Umständen Voraussagen über den Verlauf eines Störfalls zu machen. Diese Voraussagen müssen sich auf sicherlich nicht einfache Verfahren und Modelle stützen, die im Einzelfall noch vielen Randbedingungen unterworfen sind. Solche Modelle und Verfahren sowie deren Anwendungsrandbedingungen können in einem expertensystemgestützten BHB den Benutzer in die Lage versetzen, die gerade benötigten Voraussagen zu treffen, wobei vor allem durch zusätzliches Wissen sichergestellt werden kann, daß eben diese Randbedingungen zur Anwendbarkeit der Verfahren und Modelle auch eingehalten werden. Gerade im Falle Bleed & Feed wird sich zeigen, welche wichtige Rolle die Voraussage über die Erfolgsaussicht des sekundären Druckentlastens und Bespeisens hat. Die Modelle und Verfahren werden zumeist thermohydraulischer Natur sein, können jedoch zusätzlich mit den aus den Anlagendaten stammenden Statusanzeigen verknüpft werden. Bild 6 zeigt ein solches Modell für die für die Bespeisung des Tanks in Bild 5. Hiermit kann eine Voraussage geliefert werden, ob und gegebenenfalls wann zum Beispiel der obere Grenzwert erreicht wird. Natürlich gehen wir davon aus, daß die zugrundeliegenden verfahrenstechnischen Zusammenhänge bekannt und modellierbar sind. Andernfalls könnte auch ein expertensystemgestütztes BHB nicht weiterhelfen. Durch den gezielten Einsatz solcher Modelle in Situationen mit begrenztem Kontext steht auch zu erwarten, daß die genannten Modelle und Verfahren rechenzeitmäßig die Ergebnisse noch so rechtzeitig liefern, daß sie auch benutzt werden können.

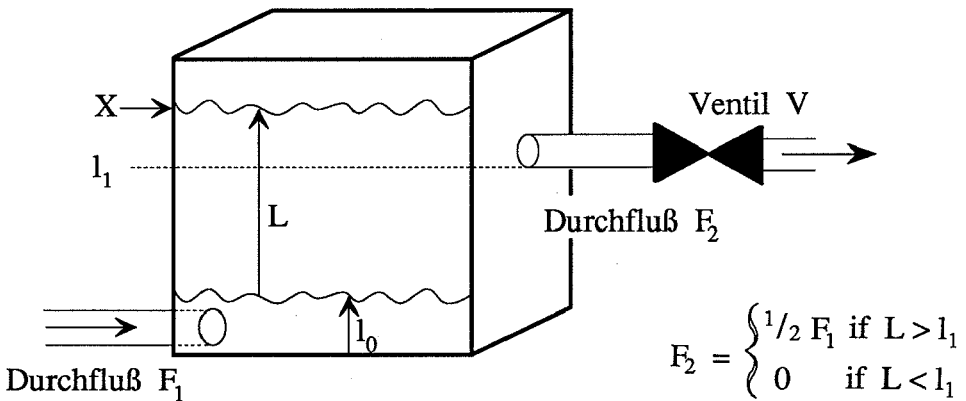


Bild 5: Bespeisung eines Tanks



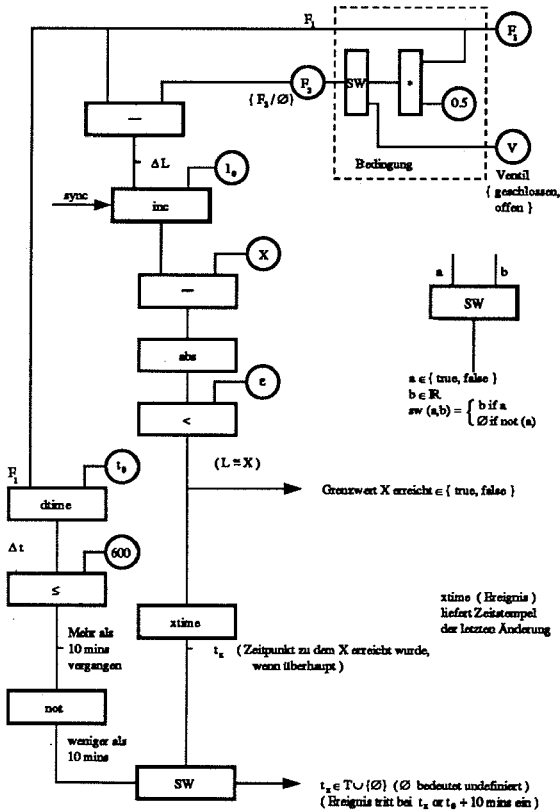


Bild 6: Dynamisches Modell für den Tank aus Bild 5

- Es ist das Wesen von Expertensystemen, daß sie Wissen nicht nur verwalten, sondern aktiv zugänglich machen. Sie organisieren damit das Wissen nicht nur in einer statischen Weise wie dies normale BHB's tun, sondern selektieren z.B. das wesentliche für einen aktuellen Kontext. Dies hat den weiteren Vorteil, daß eine eventuelle Überschreitung der Wissenskomplexität in Grenzen gehalten werden kann, ohne die Wissensmenge selbst zu reduzieren, wie dies aus ergonomischen Gründen beim normalen BHB der Fall sein muß. Es steht somit bei Bedarf noch wesentlich mehr Wissen für die Benutzer zur Verfügung, was sich insbesondere in Notfällen als hilfreich erweisen könnte, da bei nicht vorhersehbaren Situationen unter anderem mit differentieller Wissensanalyse gearbeitet werden muß. Das heißt, man muß verschiedene Hypothesen auf Verträglichkeit mit dem gespeicherten Wissen überprüfen können. Dies ist nur mit genügend diversitärem Wissen sowie flexibler Handhabung der Hypothesenbildung und Verifikation möglich.

### 3. Beispiel: Primär- bzw. sekundärseitiges Bespeisen und Druckentlasten

Expertenwissen ist bei der ereignisorientierten Auslegung von Kernreaktoren z.B. auch in Kontrolleinheiten, Regelkreisen, Begrenzungseinrichtungen, Reaktorschutz- und Sicherheitssystemen verdrahtet und gespeichert worden. Eingriffe, die vom Schichtpersonal deutscher Leichtwasserreaktoren innerhalb von Sekunden oder Minuten (30-Minuten-Kriterium)

zur Aufrechterhaltung des Betriebszustandes, zur Rückführung einer Störung bzw. zur Beherrschung eines Störfalles durchzuführen wären, erfolgen automatisch. Das Reaktorschutzsystem, aktive und passive Sicherheitssysteme, automatisierte Systemfunktionen und nicht zuletzt das Betriebs-, Störfallhandbuch unterstützen das Schichtpersonal bei der langfristigen Beherrschung auslegungsgemäßer Störfälle. Die Unterstützung des verantwortlichen Schichtpersonals bei der Beherrschung seltener, auslegungsüberschreitender Ereignisse durch wissensbasierte Systeme kann zu einer Erhöhung der Zuverlässigkeit von Handeingriffen und damit zu einer weiteren Erniedrigung des Risikos beitragen [5, 6]. Ein Expertensystem, das den Anlagenzustand im Hinblick auf auslegungsüberschreitende Ereignisse überprüft, frühzeitig die Notwendigkeit von Notfallschutzmaßnahmen absieht und begründet, den Vollzug der Maßnahmen überwacht, entlastet das verantwortliche Schichtpersonal. So kann sich das Schichtpersonal auf die Durchführung der Maßnahmen und die Strategie der Störfallbeherrschung konzentrieren. Das bedeutet, es kann nicht nur auf Ereignisse reagieren, sondern vorausschauend agieren.

Seit 1985 führt die GRS Untersuchungen zu anlageninternen Notfallmaßnahmen durch.

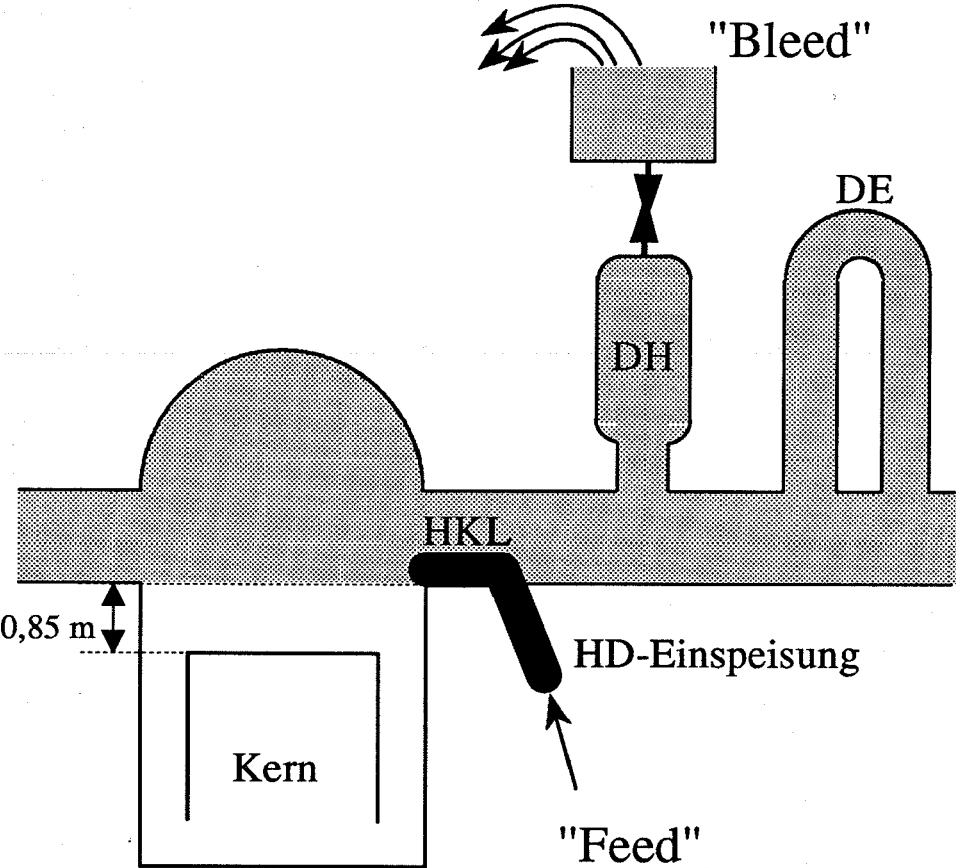


Bild 7: „Bleed and Feed“

Durch Nutzung von vorhandenen Sicherheitsreserven in Verbindung mit Komponentenerüchtigungen und der Nachrüstung von zusätzlichen Systemen kann bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen ein Kernversagen vermieden bzw. das Schadensausmaß nach einem Kernschmelzen gemindert werden.

Am Beispiel eines beratenden Expertensystems für die primär- oder sekundärseitige Bespeisung und Druckentlastung wird die Möglichkeit untersucht, Expertenwissen zu konservieren und Expertenwissen für die anlageninterne Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse aufzuarbeiten. Bei den GRS-Fachgesprächen in den Jahren 1987 [7] und 1988 [8] wurden die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen einer sekundär- bzw. primärseitigen Bespeisung und Druckentlastung (engl. „Bleed and Feed“) erläutert (Bild 7).

Anhand der Aufgaben des Schichtpersonals bei der Beherrschung eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses können daher die möglichen Funktionen eines beratenden Expertensystems beschrieben werden. Ausgehend von einem hypothetischen 'common-mode'-Fehler, der den Ausfall der Hauptkondensatpumpen zur Folge hat, werden weitere Störungen bei der Inbetriebnahme der Schwachlast-, Not- und Notstandsbespeisung in einem älteren Druckwasserreaktor wie Biblis B unterstellt. Dieses auslegungsüberschreitende, transiente Ereignis eines Totalausfalles der sekundärseitigen Bespeisung in Verbindung mit einem niedrigen Wasserstand im Speisewasserbehälter kann sowohl durch eine sekundärseitige als auch primärseitige Bespeisung und Druckentlastung beherrscht werden.

### **3.1 Ereignisablauf**

Als Folge des Hauptkondensatpumpen-Ausfalls im Vollastbetrieb sinkt der Füllstand im Speisewasserbehälter und der Füllstand im Kondensator steigt. Die Hauptspeisewasserpumpen werden nach einem Füllstandsabfall im Speisewasserbehälter auf  $< 1.30$  m außer Betrieb gesetzt. Die Reaktorschnellabschaltung wird entweder bei einem niedrigen Füllstand auf den Dampferzeuger-Sekundärseiten von  $< 8.85$  m oder nach einem Turbinenschnellschluß wegen eines hohen Wasserstandes im Kondensator bei einem Frischdampfdruck von 7.8 MPa ausgelöst. Wenn weder die Schwachlast- noch die Not- oder Notstandsbespeisung erfolgt, fällt der Füllstand auf den Dampferzeuger-Sekundärseiten in ca. 15 Minuten auf 2.00 m, den Grenzwert für das Einleiten der sekundärseitigen Bespeisung und Druckentlastung, ab. Sobald die Dampferzeuger-Sekundärseiten (ca. 10 Minuten später) ausgetrocknet sind bzw. die sekundärseitige Wärmeabfuhr unvollständig ist, sinkt der primärseitige Füllstand infolge der Wärmeabfuhr durch Aufheizen und Verdampfen von Hauptkühlmittel und Abblasen des Dampfes durch die Druckhalterventile. Der Füllstand im Reaktordruckbehälter ist etwa eine Stunde nach Störfalleintritt bis zur Unterkante der heißen Hauptkühlmittelstränge, d.h. den Grenzwert für das Einleiten der primärseitigen Bespeisung und Druckentlastung, abgesunken, falls die sekundärseitige Bespeisung und Druckentlastung, d.h. die sekundärseitige Wärmeabfuhr, nicht vorher wirksam wird. In dem Fall, daß auch die primärseitigen Maßnahmen zur Wahrung bzw. Wiederherstellung einer ausreichenden Kernbedeckung und Wärmeabfuhr nicht wirksam sind, setzt ca. 10 Minuten nach dem Absinken des Füllstandes auf den Grenzwert für das Einleiten der primärseitigen Maßnahmen die Kernaufheizung ein. Auf Grund der Aufgabe einer Spaltproduktbarriere bei der primärseitigen Bespeisung und Druckentlastung wird bei den unterstellten Ereignissen eine rechtzeitige, sekundärseitige Bespeisung und Druckentlastung angestrebt. Damit die sekundärseitigen Maßnahmen wirksam werden können, ist es erforderlich, daß einerseits 30 Minuten nach Störfalleintritt die Vorbereitungen für die sekundärseitige Bespeisung und Druckentlastung (angenommener Zeitbedarf für die Durchführung der Maßnahmen weniger als 30 Minuten) eingeleitet werden müssen. Andererseits muß etwa eine Stunde nach Störfalleintritt bei einem reduzierten Inventar im Speisewasserbehälter eine alternative Bespeisung z.B. mittels mobiler Pumpen der Feuerwehr verfügbar sein.

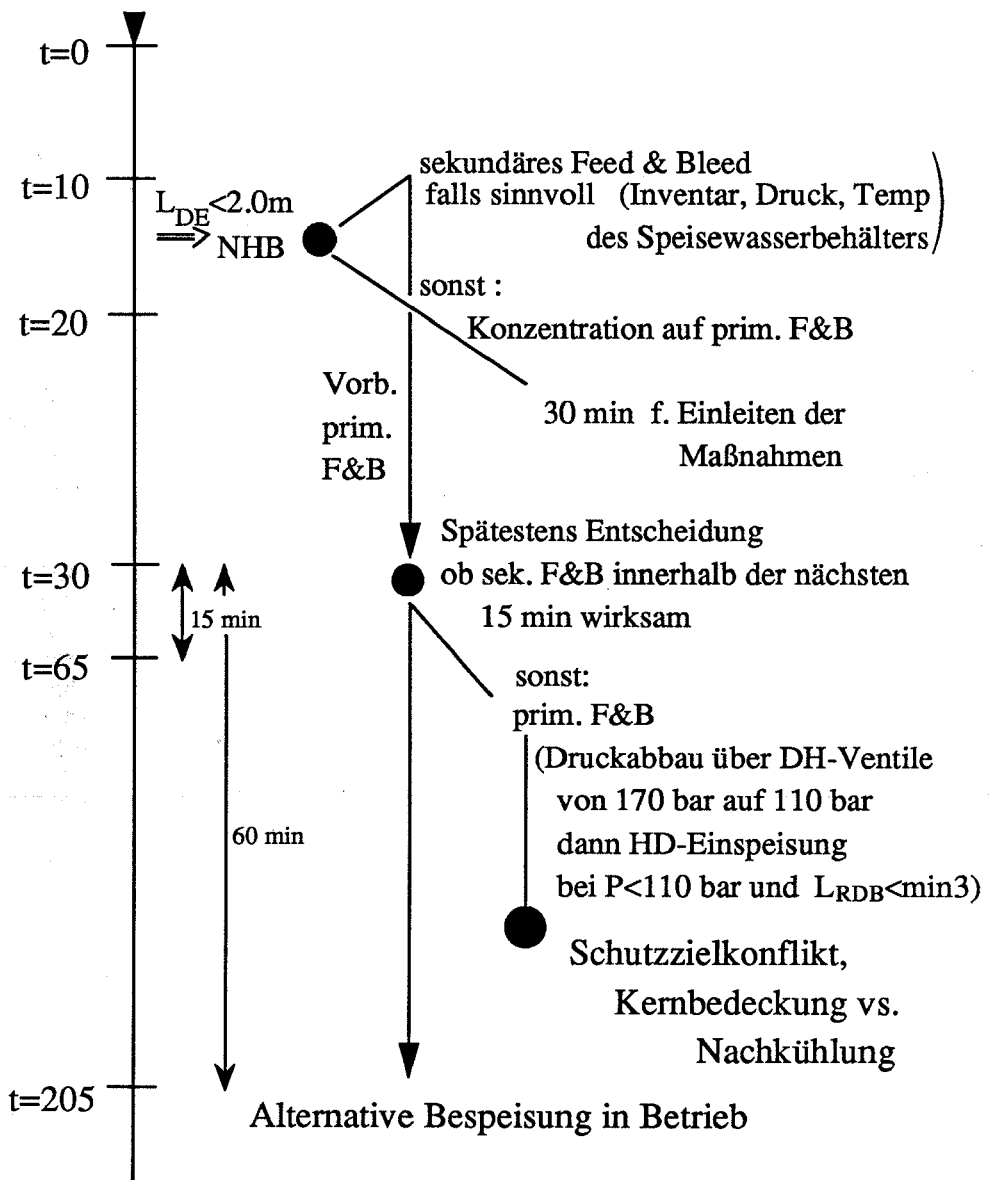


Bild 8: Entscheidungspunkte bei „Bleed and Feed“

### 3.2 Aufgaben während des Notfalls

- Diagnose des Anlagenzustandes
  - Meßwerte verifizieren
  - den Anlagenzustand analysieren
  - die Ereignisse einordnen
  - Schlußfolgerungen ziehen und logisch begründen

Das Schichtpersonal bei dieser Aufgabe durch wissensbasierte Systeme zu entlasten, erhöht die Wahrscheinlichkeit, daß das Schichtpersonal sich in kürzerer Zeit für die durchzuführenden Maßnahmen entscheidet.

- Notfallschutzhandbuch

Nachdem der sekundärseitige Dampferzeuger-Füllstand auf den Grenzwert für die sekundärseitige Bespeisung und Druckentlastung abgesunken ist und das Schichtpersonal sich von der Notwendigkeit der sekundärseitigen Maßnahmen überzeugt hat, ist es wichtig, die Wahrscheinlichkeit für Fehlhandlungen des Schicht-, Anlagen- und Feuerwehrpersonals zu verringern. Durch ein computerisiertes Notfallschutzhandbuch würden insbesondere die Handmaßnahmen beim Freischalten der Einspeiseleitungen, beim Verriegeln von Entnahme- und kalten Einspeiseleitungen am Speisewasserbehälter, beim Öffnen von Ventilen zur Frischdampfabfuhr bzw. beim Anschluß der alternativen Bespeisung zeitgerecht aufgerufen und in bezug auf den erfolgreichen Abschluß überwacht.
- Prognosen

Es kann nicht ausgeschlossen werden, daß während der Durchführung der sekundärseitigen Maßnahmen der Füllstand im Reaktor-druckbehälter bis auf die Unterkante der heißen Hauptkühlmittelstränge absinkt. Zur Vermeidung einer längerandauernden Kernfreilegung bzw. Kernaufheizung soll dann die primärseitige Bespeisung und Druckentlastung eingeleitet werden. Bevor das Wiederauffüllen des Reaktor-druckbehälters z.B. mittels der Hochdrucksicherheitseinspeisung erfolgen kann, muß der Primärkreisdruck absinken. Die Druckabsenkung, d.h. Abfahren des Primärkreises durch das Öffnen von Druckhalterventilen, ist mit einem weiteren Verlust an Hauptkühlmittel verbunden. Der Hauptkühlmittelverlust bis zum Beginn der Notkühl-Einspeisung kann die Beherrschbarkeit des auslegungsüberschreitenden Ereignisses gefährden, wenn die primärseitige Druckentlastung so lange hinausgezögert wird, bis der Füllstand in die untere Kernhälfte abgesunken ist. Ein System, das den weiteren Störfallablauf und u.a. den Füllstandsverlauf im Reaktor-druckbehälter abschätzt, kann das verantwortliche Schichtpersonal frühzeitig auf die Notwendigkeit einer primärseitigen Bespeisung und Druckentlastung aufmerksam machen und das rechtzeitige Vorbereiten und Einleiten der primärseitigen Maßnahmen kontrollieren.
- Optimierte primärseitige Bespeisung und Druckentlastung

Nachdem der Druck im Primärkreis unter die Nullförderhöhe der Sicherheitseinspeisepumpen abgefallen ist, setzt die Notkühlwassereinspeisung, d.h. das Wiederauffüllen des Primärkreises, automatisch ein. Zunächst ist vorrangig eine ausreichende Kernbedeckung wiederherzustellen. Danach ist der Abfahrgradient des Primärkreises, d.h. die Leckage bzw. die Leckageergänzung, so zu steuern, daß einerseits ein möglicher Ausfall von Sicherheitseinspeisepumpen infolge von Ab- und Zuschaltzyklen vermieden wird. Andererseits muß der Übergang auf eine langfristige Nachwärmeabfuhr sichergestellt werden. Ein Expertensystem, das den Einsatz des Volumenregelsystems bei der Ergänzung von Dampfleckagen bzw. die sekundärseitige Druckentlastung und alternative Bespeisung für die Wärmeentspeicherung der Dampferzeuger-Sekundärseiten bzw. als

schritt zur langfristigen primärseitigen Nachwärmeabfuhr berücksichtigt, kann durch optimierende Vorausrechnungen den Hauptkühlmitteleinsatz zur Energieabfuhr und Leckageergänzung minimieren. Auf diese Weise kann eine ausreichende Menge von Notkühlwasser in den Flutbehältern für den Übergang auf den primärseitigen Nachkühlbetrieb sichergestellt werden.

Die primär- und sekundärseitige Bespeisung und Druckentlastung zeigt sehr deutlich Ein-  
satzmöglichkeiten eines Expertensystems, weil

- die Anlagenparameter, bei denen diese internen Notfallschutzmaßnahmen einzuleiten sind, eindeutig sind,
- das Ziel der internen Notfallschutzmaßnahmen definierbar ist und
- der Weg, auf dem das Ziel erreicht werden soll, genau beschrieben und durch thermohydraulische Analysen bzw. experimentelle Simulationen abgesichert werden kann.

Ein derartiges Expertensystem kann schrittweise entwickelt werden, also ausgehend von einem computerisierten Notfallschutzhandbuch für z.B. den Totalausfall der sekundärseitigen Bespeisung bis zum simulationsbasierten Expertensystem für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen bei auslegungsüberschreitenden ATWS-, Transienten- und Kühlmittelverluststörfällen. Die Entwicklung von schnellen, angepaßten thermohydraulischen Simulationsprogrammen für Expertensysteme hat, wie aus Veröffentlichungen der Universität von Michigan in den USA [9] und der EDF [10] in Frankreich zu entnehmen ist, begonnen.

#### **4. Zusammenfassung**

Wir haben gezeigt, daß es im Bereich des Notfallschutzes sicherlich Probleme gibt, die mit Hilfe von expertensystemgestützten BHB's bzw. NHB's gelöst oder besser gehandhabt werden können. Natürlich kommt dem Bereich der Wissensbasisverifikation eine erhebliche Bedeutung zu. Andererseits unterscheidet sich diese Verifikation nicht wesentlich von der eines normalen BHB. Außerdem ist bei rechnergestützten Systemen die Verifikation selbst wieder einer Rechnerunterstützung zugänglich. Alles in allem erscheint es nur natürlich, bei der Erstellung neuer BHB's bzw. des gerade entstehenden Notfallschutzhandbuches auf eine solche integrative Weise vorzugehen, wenn schon nicht gleich alle existierenden BHB's in expertensystemgestützte umgewandelt werden müssen.

#### **5. Literatur**

- [1] Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen  
GMBI 1977, S. 683 GMBI 1989, S. 69
- [2] Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen, Anhang 3: Notfallstation Teil von [1]
- [3] Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken  
GMBI Nr. 4, 1977
- [4] Krogstätter M., et.al.:  
COPMA, A Computerized Procedure Manual,  
IAEA Specialists' Meeting on Artificial Intelligence in Nuclear Power Plants,  
Helsinki/Vantaa, 10-12 October 1986

- [5] Cain D. G.:  
Artificial Intelligence Applications in Accident Management, Nuclear Engineering and Design 113 (1989), 251 – 257
- [6] Sun B. K.-H.:  
Control and Diagnostics for Nuclear Power Plant Performance and Safety and Enhancement. Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey, Juni 1988
- [7] Kersting E. J.: Untersuchungen über Eingriffsmöglichkeiten bei Störfällen mit Ausfall von Sicherheitsfunktionen, GRS-68, Köln, März 1988
- [8] Heuser F. W., H. Hörtner und E. Kersting:  
Ereignisabläufe mit anlageninternem Notfallschutz in der Risikostudie, GRS-69, Köln, Mai 1989
- [9] Hassberger J. A., und J. C. Lee:  
A Simulation-Based Expert System for Nuclear Power Plant Diagnostics  
Nucl. Sci. Eng. 102, pp 153-171, 1989
- [10] Cordier B.:  
An Intelligent Tool for the Training of Nuclear Plant Operators, IAEA Specialists' Meeting on Artificial Intelligence in Nuclear Power Plants, Helsinki, Oktober 1989

# Training and Training Simulators for Emergency Situations in France

G rard Petit<sup>1)</sup>

## Abstract

To operate a Nuclear Plant, the French approach gives the „man-operator“ a key role especially when the management of complex or accidental situations is at stake. To achieve this goal a great quality of the man-machine interface is very important but training of teams in charge must be regarded as fundamental. The aim of this paper is to present principles and means set up by Electricit  de France (E.D.F.) to provide the required tailor-made training, through the description of:

- the organization in the control room during a crisis (internal reinforcement and external support)
- the presentation of the training schemes taking into account the origin and the roles of the executors (Operators, Shift Supervisor, Safety Engineer, Control-Engineer, Instructors etc.).
- the description of local and national crisis tests.

In the training sessions dedicated to incidental and accidental situations the various types of existing simulators provide a correct coverage of the required simulation field and are of a wide use.

Today, recent advances in computing capacities and software engineering along with the completion of Research and Development Training Division programs in the reactor safety (R+D) field (CATHARE, BETHSY..) give E.D.F. the opportunity to conceive and operate new tools for training which are briefly described in the paper:

- RTGV-SEPIA: a simulator devoted to self training in SGTR field, thanks to a powerful expert system.
- SIPA: a „generator of simulators“ aiming at control and engineering studies and training, provided with a software able to give in real time a relevant description of complex topologies with diphasic flow patterns (up to a 12, break in the primary coolant system of a reactor).

## Kurzfassung

Beim Betrieb eines Kernkraftwerks weist die franz sische Vorgehensweise dem „menschlichen Operateur“ eine Schl sselrolle zu, wenn es um die Bewltigung von komplexen Situationen oder von Unfallszenarien geht.

Um dieses Ziel zu erreichen, ist eine qualitativ hochwertige Schnittstelle „Mensch-Maschine“ zwar sehr wichtig, eine grundlegende Bedeutung kommt jedoch der Schulung der zustndigen Teams zu.

---

<sup>1)</sup> G rard Petit, E.D.F. Direktor des Centre Formation de Caen



Ziel dieses Vortrags ist die Darlegung der Grundsätze und der von der Electricité de France (E.D.F.) bereitgestellten Mittel zur Durchführung der erforderlichen maßgeschneiderten Schulungen durch

- die Beschreibung der Organisation in der Warte während eines Notfalls (interne Verstärkung und Unterstützung von außen)
- die Vorlage von Schulungsplänen unter Berücksichtigung der Herkunft und der Rolle der Durchführenden (Reaktorfahrer, Schichtleiter, Sicherheitsingenieure, Steuer- und Regelungsingenieure, Ausbilder usw.)
- die Beschreibung von Notfallprüfungen auf lokaler und nationaler Ebene.

In den Schulungseinheiten, die Störfall- und Unfallsituationen gewidmet sind, decken die verschiedenen Arten der vorhandenen Simulatoren das erforderliche Simulationsspektrum richtig ab und kommen umfassend zum Einsatz.

Heute hat die E.D.F. aufgrund der neuesten Fortschritte bei Rechnerkapazitäten und Software-Engineering zusammen mit der Fertigstellung von Schulungsprogrammen in Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit (CATHARE, BETHSY usw.) die Möglichkeit, neue Instrumente für die Schulung zu konzipieren und anzuwenden, die in diesem Vortrag kurz beschrieben werden:

- RTGV-SEPIA: ein Simulator zur Selbstschulung für den Bereich des DE-Heizrohrbruchs auf der Basis eines leistungsstarken Expertensystems.
- SIPA: ein „Erzeuger von Simulatoren“ mit der Zielrichtung Studien und Schulungen in den Bereichen Steuerung und Engineering, ausgestattet mit einer Software, die in der Lage ist, in Echtzeit eine relevante Beschreibung komplexer Topologien mit Zweiphasenströmungen zu geben (bis zum 12“-Bruch im Primärkühlsystem eines Reaktors).

## 1. The Context

Regarding the way to operate a Nuclear Plant safely, the quality of man-machine interface is of the utmost importance. Precisely, several points are essential:

- the displaying of pertinent physical information to operators
- the contents and the structure of the operating procedures
- the organization of the operating team (and of its technical supports)

The TMI accident stressed the importance of the previous points and the lessons gained there, led to drastic changes. But new ways of thinking have arisen in the wake of the accident and have brought E.D.F. for instance

- to create a human redundancy (the Safety Engineer)
- to set up a “physical state approach” to monitor incidental or accidental situations
- to transform the operating documents

These examples are among the most meaningful but have been chosen from a very long list.

The CHERNOBYL accident confirmed the importance of the previously addressed points but furthermore was a stern reminder of the key role of man in the control of complex industrial processes.

E.D.F. believes in the quality of the design and works hard to bring significant improvement in the control interface (with the widest meaning) but despite the help of automatism and computer aided decisions, E.D.F. remains strongly convinced that man will keep a key role as an "on-line expert system".

Consequently, to give the operating teams (and their technical supports) the best training to master complex situations and crisis, is an absolute priority for E.D.F.

The following text aims at giving a brief presentation of the methods and the means set up to achieve

- the information and concern
- the initial and refresher training
- the tests of members of operating teams.

Of course at practically every step of the process we'll meet the training simulators. In fact, these tools are essential to match the very demanding goals regarding nuclear safety. At the end of this paper a description of the new generation of E.D.F.'s simulators (S3C-N4, RTGV-SEPIA and SIPA) will be made.

## **2. The Operating Organization of the Power Plant under Accidental Conditions**

During an abnormal or critical situation, the basic operating team which is composed of

- an operator for the primary side (reactor)
- an operator for the secondary side (removal of energy)

is strengthened as follows:

- Immediately
  - by the Shift Supervisor (who coordinates the actions of the operators)
  - by the Safety Engineer (who acts as safety advisor and performs an independent analysis through a continuous monitoring of physical state parameters).
- Within half an hour
  - by a local crisis team composed of Shift Plant Engineers well aware of accidental condition mitigation.
- Within two hours
  - by a national crisis team composed of specialists from the reactor builder (FRAMATOME) the plant designer and operator (E.D.F.) and of analysts from the Safety Authorities (SCSIN, CEA).

The national and local structures act as advisors for the control room members and are in charge of setting up diagnosis and forecast for the Civil Authorities.

## **3. The Specific Preparation of the Executors (to face accidental conditions)**

### **3.1 Initial training (of Operators, Shift Supervisors, Safety Engineers, Control Engineers).**

Learning how to cope with accidental conditions is the last step of a progressive process through normal operation (M1) and incidents (M2). The specific session (M3) lasts two weeks with theoretical courses and periods on simulators, it is mainly devoted to studying

and applying accidental operating procedures. A test is performed at the end of the session and a positive assessment leads to delivering the corresponding qualification.

Following the previous period by about one year a specific session (M4) is dedicated to the impact of loss of electrical sources (power and remote control) for such a type of training, a full-scope simulator is indispensable.

Concerning the basic training of Safety Engineer (young graduate or experienced operator selected through tests) a two week course is given which aims at describing the design criteria of safeguard systems and the settlement of the recovering strategies. Furthermore a detailed presentation of the physical behaviour of the NSSS is provided.

### **3.2 Initial perfecting (of Shift, Supervisors, Safety Engineers, Control Engineers)**

A three-week session including one week on simulator is devoted to deepen the analysis of operating conditions and of physical limitations of the NSSS. This kind of training insists upon prevention through early detection and mitigation of abnormal situations.

### **3.3 Continuous monitoring of knowledge (of Operators and Shift Supervisors)**

Every two years a complete week comprising refresher courses simulator training and post analysis aims at testing the technical abilities of the operating team members. The assessment is carried out all through the week and normally leads to requalification of the trainees.

In case of a significant lack of knowledge a specific reinforcement program is set up by the agent's Plant and the Training Center.

### **3.4 Real life situation courses (of an operating team from a Power Plant: Operators, Shift Supervisor, Safety Engineer)**

Once every two years (alternately with skill assessment) a one week session aims at a specific training on accidental situations through highly realistic scenarios played on a full-scope simulator (for example, all the links between the control room and the outside are carefully recreated).

This type of session obviously provides the opportunity to check-up skills but is mainly devoted to putting the emphasis on the internal organization of the team and on the communication quality between the members, thanks to a wide use of video recording techniques.

The experience gained from actual operation of the Power Plants gives the instructors a lot of realistic situations as starting points to this type of sessions.

The coordinator of the team (Shift Supervisor or Deputy Shift Supervisor) plays a key role in the management of an accidental event. Consequently a specific six week session (including scenarios played on the simulator) has been set up to develop self-discipline, communication quality, and methodology. This type, of course, is not yet mandatory but the results of the first experiences are very interesting. The major difficulty is the duration itself of the session regarded as very demanding by the Power Plants.

### **3.5 National crisis team exercises**

To check the quality of the national organization, real life exercises with all the parties involved acting together (E.D.F., CEA and the Civil Authorities) are necessary. These exercises (at least 4 every year) are built around thematic scenarios which are interactive thanks to

the use of full scope simulators as a substitute to the real plant involved in the scenario. Therefore, the information from the safety panel of the simulators is transmitted to the local and national crisis teams.

These exercises may last up to twelve hours and highlight the perfectible points of the system especially in the communication field (for example, which kind of inbound and outbound informations from the control room and through which channels?)

The specific role of the organization involved (E.D.F., CEA, Civil Authorities...) and of the technicians can be better understood in the wake of the exercises.

From an internal point of view, and to optimize its own role in the management of the crisis E.D.F. set up the same kind of exercises more frequently.

#### **4. The Training Organization (the accidental conditions area)**

In the nuclear field, the means attributed to training must match the very demanding requirements especially for an adequate coverage of accidental situations.

##### **4.1 About the instructors (of the Training Centers)**

To provide a good valorization of practical and theoretical skills the corps of the instructors is composed of 50 % of selected experienced team members and of 50 % of Engineers (directly from University or with a previous experience as Safety Engineer or Control Engineer).

All of them receive a specific training regarding accidental conditions (depending on their origins) and a regular upgrading of skills through courses and conferences.

For example for a young Engineer without experience in E.D.F., the initial training lasts 1,5 years (after this period, he will act as an instructor for 3,5 years after his initial training). This training comprises theoretical courses, placements in Power Plants, and sessions on simulators. A significant part of this training is devoted to studying incidental and accidental transients.

##### **4.2 About the simulators**

These tools are essential to meet such an exacting goal. Today, one can not imagine a suitable training (especially in the incidental and accidental area) without an extensive use of simulators.

E.D.F. operates a large but optimized "fleet" of simulators (thanks to the high degree of standardization of the operating Nuclear Plants) which comprises mainly three well known families:

- the basic principle simulators
- the function simulators
- the full-scope simulators

But, despite the fact that the above mentioned tools already give correct coverage of training in the incidental and accidental conditions, E.D.F. has decided to use widely the new potential given by recent advances in computing capacities and software engineering to develop new tools mainly devoted to this particular field.

Three new types of simulators (under development or already in operation) are to be presented in the next chapter: S3C, RTGV-SEPIA and SIPA.

## **5. E.D.F.'s New Generation of Simulators**

### **5.1 S3C-N4 simulator**

First of all it was built to validate the ergonomic options of the full computerized control room and operating procedures of the last generation of French Nuclear Plants (N4). These plants will start using the operating procedures based on the "physical state approach". The simulator provides the capacity to test the dynamic interaction between the new man-machine interface and the new operating procedures especially during a crisis.

### **5.2 Steam generator tube rupture simulators (RTGV-SEPIA)**

Their aim is to give operating team members a fitted and powerful tool to perfecting in the mitigation, should the occasion arise, of a S.G.T.R. type event.

The system is based on workstations (SUN or HP) and therefore allows a large decentralization (on nuclear sites and Training Centers). The originality of the tool stems from the combination of a driving desk (using a keyboard-screen interface) and of a powerful expert-system (SEPIA) which provides a sharp analysis on the way the SGTR transient was managed and therefore allows self-training.

The expert-system can also be linked to a full-scope simulator and hence permits the same analyses of SGTR transients performed on this type of simulator.

### **5.3 The SIPA simulator**

This tool mainly relies upon a specific software: the simulator version of the French thermo-hydraulic advanced code CATHARE. This software has the ability to describe in real time and with great physical relevance high diphasic flow patterns stemming from accidents such as large break on a main pipe in the reactor coolant system.

However, the most original aspect of the project is the "dynamic" software architecture which aims at providing the user with the capacity to choose the system he wants to represent (3-loop plant, 4-loop plant, experimental facilities...)

The combination of the software power and the architectures flexibilities allows several uses in the fields of both studies and training.

#### **5.3.1 Studies purposes**

Regarding conception, operation, safety analyses of Power Plants, qualified fitted software are already used widely (for example: CATHARE) but SIPA will give a more convenient answer to the growing demand for a great diversity of studies such as: assessment of safety margins, optimization of set points, analyses of operating experience impact of technical modification, creation and test of operating strategies...

#### **5.3.2 Training purposes**

The operating team members (and especially the Shift Supervisor and the Safety Engineer) have to get a genuine "safety culture", so they need a clear understanding of the physical phenomena which take place during incidental or accidental transients.

The information displayed in the control room is to be used on the spot to establish a diagnosis or to direct the ongoing operation; it cannot provide an in depth explication of the involved physical phenomena. To reach the objective of basic understanding of these phenomena SIPA obviously will not aim at a replication of the control room. It will provide, when needed and in real time through a teaching-aid interface the evolution of the physical parameters (Pressure, Temperature, Void Fraction, Flow Velocity...) necessary to give a better understanding of the simulated transient.

However, from a practical point of view, a useful addition to the system has proved to be the exact replication and the stimulation of the safety panel and internal computer interface of existing Plants. These added elements will permit an easier use of SIPA as the "core" of national crisis scenarios.

The SIPA project keeps open an option for decentralized operation desk (in the Power Plant for example).

### **5.3.3 Brief description of the system**

A description in real time of complex topologic configurations with two phase flow fluids requires a very big computing capability which corresponds to about one complete processor of a CRAY supercomputer.

Offering an interface dedicated to engineering studies implies an assembly of remote work stations (SUN) connected to an ETHERNET grid which communicate with the CRAY through a server.

The training interface comprises:

- the main driving disk (using a S3C type interface)
- a teaching-aid post made of workstations (SUN) and linked to a specific ETHERNET network
- the replication of the safety panels and plant computer desks (which may be connected to local and national crisis centers). They are linked through an ARLIC network.

A scheduler computer acts as the real "conductor" of the system and is devoted to orchestrate time signals and dialogs with the super computer.

Between Lyon where SIPA will be installed and the suburb of Paris where the CRAY is located, a high flow rate (TRANSFIX line of 1 Mbit/s) is needed to cope with the volume of transiting information and the real time constraint.

SIPA is to be operational by the beginning of 1991.

A SIPA 2 for the exclusive use of Analysts from the Safety Authorities will be settled in Fontenay near Paris and linked to Saclay's CRAY.

## **6. Conclusions**

Dealing with accidental situations means beginning with prevention through a reliable every day routine operation and with an exhaustive analyses of operating experience.

But the "in depth defense" concept, well known among designers and operators, imposes a good preparation to face the hypothetical accident: that means fitted equipments and well trained operators.

This last subject is regarded as fundamental by E.D.F. and needs matching a three-point challenge which includes technicity – methodology and organization for men (individual aspect), the team (collective aspect), and the technical supports.

Obviously the system which wants to give the right answer to these demanding goals must perfect its use of the existing simulators (for example real live situation courses) and take advantage of new tools with strong potential capacities such as S3C-N4, RTGV-SEPIA and SIPA.

## **GLOSSARY**

- Safety Authorities:** The Ministry of Industry especially the Central Service for Safety of Nuclear Facilities and the CEA-IPSN as technical advisor.
- S3C-N4:** Full computerized control room of the new PWR 1400 MW N4 plant
- RTGV-SEPIA:** A simulator dedicated to training on Steam Generator tube rupture events and able to analyse the operator's management through an Expert System.
- SIPA:** An advanced Simulator for Post Accidental Situation analysis with use in engineering and operation studies and for training.
- ISR:** The Safety Engineer (Shift technical Advisor)

# Systemtechnische und analytische Neuentwicklungen zur Simulation auslegungsüberschreitender Störfälle

W. Frisch, D. Beraha<sup>1)</sup>

## Kurzfassung

Ein wichtiges Ziel für die Verbesserung der Reaktorsicherheit ist es, auslegungsüberschreitende Störfälle im Computer möglichst realistisch zu simulieren. Damit wird es möglich, Fragestellungen zu schweren Störfällen, ausgehend von einem auslösenden Ereignis über die Wirksamkeit von Präventivmaßnahmen bis hin zur Schadensbestimmung im Reaktorkern, im Kühlsystem und im Sicherheitsbehälter, zu bearbeiten. Dadurch soll z.B. erreicht werden, daß Operateure auch für extrem unwahrscheinliche Situationen ausgebildet werden können. Dies setzt voraus, daß es möglich sein muß, in den jeweils simulierten Störfallablauf eingreifen und beobachten zu können, wie der Reaktor reagieren würde.

Darüber hinaus muß ein solcher Simulator folgende Anforderungen erfüllen:

- Möglichst realistische Beschreibung aller wichtigen Vorgänge im Reaktorsystem
- Darstellung der Meßwerte wie auf der Reaktorwarte
- Möglichst realistische Zeitabläufe und
- Anwendungsmöglichkeit für unterschiedliche Reaktorkonzepte.

Der Simulator besteht aus einzelnen Modulen. Dadurch erreicht er die Flexibilität, für unterschiedliche Aufgabenstellungen und Reaktorkonzepte verwendet werden zu können.

## Abstract

An important objective in improving reactor safety is to simulate accidents beyond design basis accidents as realistically as possible using a computer. So it will be possible to process questions relating to accidents – starting with an initiating event, right through to the effectiveness of preventive measures and to the assessment of damages in the reactor core, the cooling system and the containment. This is, for example, intended to enable operators to be trained how to deal with extremely improbable situations. This means that they must be in a position to intervene in each simulated incident sequence and to observe how the reactor would respond.

Moreover, this type of simulator must meet the following requirements:

- provide as realistically as possible a description of all important processes in the reactor system;
- display the measured values as in the control room;
- provide the most realistic time sequences possible;
- be applicable to different reactor designs.

The simulator consists of individual modules. So it has the flexibility to be used for different tasks and reactor designs.

<sup>1)</sup> Dr. Willi Frisch und Dr. David Beraha, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH



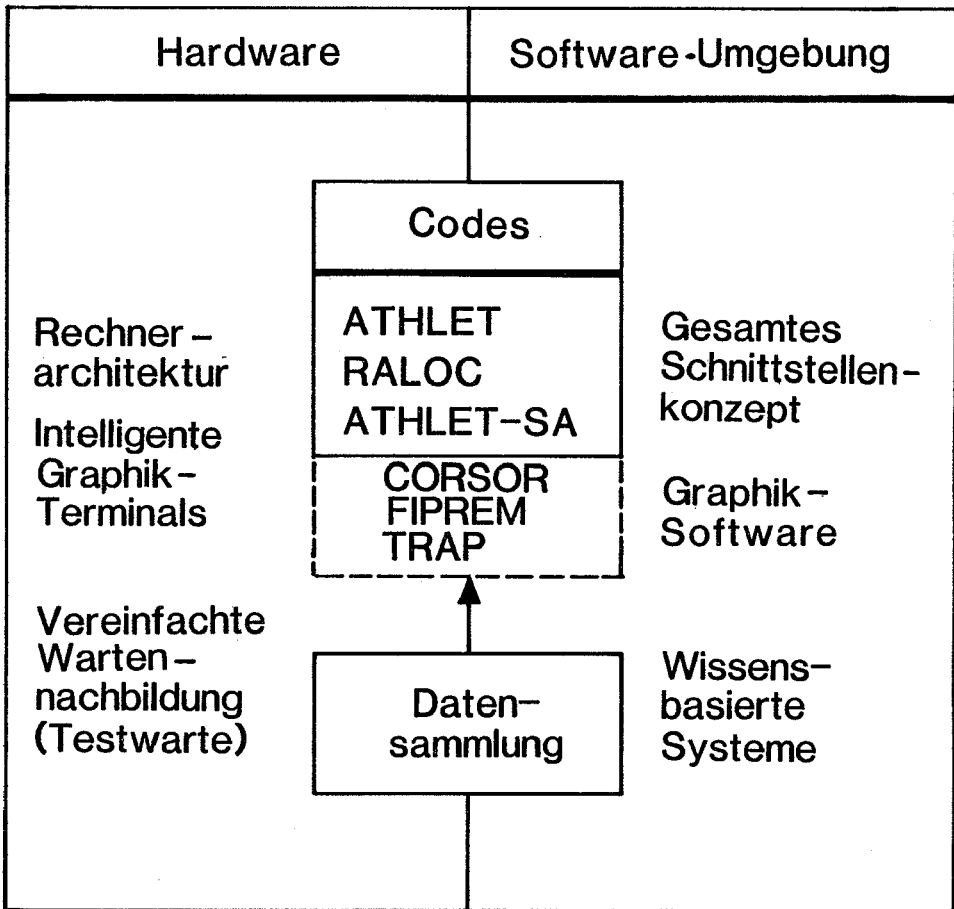


Bild 1: Struktur des Analysewerkzeugs zur Simulation schwerer Störfälle

## 1. Einleitung

Neue Aufgaben – wie sie in den vorangegangenen Beiträgen beschrieben wurden – erfordern eine entsprechende Methodenentwicklung. Bei der Analyse von schweren Störfällen und den Maßnahmen zu deren Verhinderung oder zur Schadensbegrenzung spielt die Simulation aller beteiligten Prozesse und aller eingreifenden Systeme eine große Rolle. Unter Simulation soll hier die möglichst realistische Darstellung der Zeitabläufe, verbunden mit der Möglichkeit des Eingreifens während der berechneten Abläufe, verstanden werden. Die Arbeiten in der GRS auf diesem Gebiet werden hauptsächlich im Rahmen der BMFT-Forschungsvorhaben ATHLET- Entwicklung und TESTWARTE abgewickelt. Zusätzlich tragen aber auch andere Vorhaben zur Verwirklichung eines Gesamtkonzeptes bei. Hierzu gehören vor allem die Vorhaben des BMU, in denen die anlagentechnischen Daten zur Verfügung gestellt werden und umfangreiche Analysen über Präventivmaßnahmen und Notfallschutzmaßnahmen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen durchgeführt werden.

Im folgenden soll das Gesamtkonzept der Neuentwicklungen zur Simulation auslegungs-  
überschreitender Störfälle dargestellt werden. Dies geht über die Beschreibung eines ein-  
zelnen Forschungsvorhabens oder Rechenprogramms hinaus. Die Verwirklichung dieses  
Konzeptes bedeutet die Bereitstellung eines flexiblen Analysenwerkzeuges, bestehend aus  
einem System verschiedener Rechenprogramme und einer der Aufgabenstellung angepaß-  
ten DV-Hardware und Software-Umgebung sowie Möglichkeiten zur Aufbereitung und Kon-  
servierung des umfangreichen Wissens auf diesem Fachgebiet, wie in Bild 1 gezeigt.

Um Mißverständnisse zu vermeiden, sei hier klargestellt, daß die im Titel erwähnten system-  
technischen Entwicklungen zur Simulation sich auf die Simulationstechnik und nicht auf die  
Anlagentechnik des Kernkraftwerkes beziehen.

## **2. Zielsetzungen und Anforderungen**

Für die optimale Lösung der Aufgaben, die in den vorangegangenen Vorträgen behandelt  
wurden, lassen sich Zielsetzungen und Anforderungen ableiten, die Inhalt und Struktur des  
Simulationswerkzeuges bestimmen. Dabei können die wesentlichen Zielsetzungen wie  
folgt zusammengefaßt werden:

- Realistische Beschreibung aller relevanten Prozesse und Systemeingriffe während des  
gesamten Störfallablaufs vom einleitenden Ereignis bis zum erwarteten Endzustand.
- Darstellung der Betriebsparameter ähnlich wie in der Warte („anlagennahe Darstellung“).
- Flexible Eingriffsmöglichkeiten in den Prozeß, um die Wirkung von Gegenmaßnahmen  
zu analysieren.
- Simulation der Abläufe mit Geschwindigkeiten, die dem interaktiven Zusammenwirken  
zwischen Anwender und Simulationswerkzeug angepaßt sind.
- Abbildungsmöglichkeit unterschiedlicher Anlagenkonzepte, z.B. auch von Experimentier-  
anlagen für Experimente zur Verifikation der eingesetzten Rechenprogramme.

Die sich aus diesen Zielsetzungen ergebenden Anforderungen sollen im folgenden ausführ-  
licher dargestellt werden.

### **2.1 Umfang der Prozeßsimulation**

Die Anforderungen an den Simulationsumfang sind sehr groß. Zunächst sind die bei Störfäl-  
len ohne Überschreitung der Auslegungsgrenzen (z.B. maximal zulässige Temperaturen  
oder Drücke) auftretenden Zustände im Kühlkreislauf und Sicherheitseinschluß zu beschrei-  
ben. Dies wird zum Beispiel durch die bereits im Einsatz befindlichen Rechenprogramme  
ATHLET und RALOC abgedeckt. Dieser Modellumfang reicht noch für solche Studien aus,  
in denen Präventivmaßnahmen, die Schäden am Kern und an der druckführenden  
Umschließung vermeiden sollen, analysiert werden.

Zur Untersuchung von auslegungsüberschreitenden Störfällen mit Kernschäden erweitert  
sich das Simulationsspektrum um die folgenden Prozesse:

- Kernzerstörung
- H<sub>2</sub>-Produktion
- Spaltproduktfreisetzung
- Abschmelzen von Steuerstäben
- Verhalten eines teilweise zerstörten Kernes beim Wiederfluten

- Konvektionsströmungen innerhalb des Reaktordruckbehälters (RDB)
- Versagen des RDB-Bodens

Außerhalb des Kühlkreislaufs kommen hinzu:

- H<sub>2</sub>-Verteilung und -Verbrennung
- Schmelze/Beton Wechselwirkung
- Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter

## 2.2 Systemsimulation

Alle in die Prozesse eingreifenden Systeme müssen in ihrer vorausbestimmten Funktionsweise simuliert werden. Hinzu kommt die Forderung, Fehlfunktionen und Ausfälle zu berücksichtigen. Ein hohes Maß an Flexibilität wird an die Systemsimulation dann gestellt, wenn zusätzliche Maßnahmen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen zu simulieren sind. Hierzu gehören:

- Prozeduren zur Bereitstellung oder Wiederherstellung ausgefallener Systemfunktionen
- Aufhebung von Verriegelungen
- Nutzung vorhandener Systeme für einen anderen Zweck oder in einer anderen Betriebsweise
- Einsatz mobiler Systeme (z.B. zur Versorgung mit Kühlwasser).

## 2.3 Anwender-Schnittstelle

Je größer der Simulationsumfang ist, umso höher sind die Benutzeranforderungen, die bei der Realisierung der Schnittstelle zum Anwender (Benutzer-Oberfläche) zu berücksichtigen sind:

- Übersichtliche Darstellung von Eingabe, Anlagenstatus, Störfallablauf
- Interaktive Eingriffsmöglichkeiten in eine laufende Simulation
- Grafische Unterstützung des Anwenders in allen Phasen der Analyse

Bezüglich des Detaillierungsgrades der Benutzeroberfläche muß nach verschiedenen Zielsetzungen der Anwendung unterschieden werden: Für die Störfallanalyse muß die Möglichkeit einer sehr detaillierten Ergebnisdarstellung (z.B. gute räumliche Auflösung der Variablen) gegeben sein. Für die Beurteilung der Wirksamkeit von Gegenmaßnahmen (Notfallprozeduren, ungeplante Eingriffe) ist dagegen eine anlagennahe Darstellung der Betriebsparameter erforderlich, damit die Erkennbarkeit von Abläufen und Zuständen richtig bewertet werden kann. Schließlich ist eine noch weitergehende Abbildung der Funktionen der Reaktorwarte erforderlich, wenn Fragen der Mensch-Maschine-Wechselwirkung bei schweren Störfällen oder die Umsetzung von Notfallprozeduren in Operateurhandlungen zu analysieren sind. Letztere Aufgabenstellung wird durch das Vorhaben TESTWARTE abgedeckt.

## 2.4 Rechengeschwindigkeit

Der Forderung nach einem großen Simulationsumfang und hohem Detaillierungsgrad stehen die Forderungen nach hohen Rechengeschwindigkeiten entgegen. Je nach Aufgabenstellung sind die Anforderungen an die Rechengeschwindigkeit unterschiedlich. Bei Anwen-

dungen im Rahmen des Vorhabens TESTWARTE wird dann eine Echtzeitsimulation gefordert, wenn das Verhalten des Betriebspersonals in die Analysen miteinbezogen wird (Mensch-Maschine-Zusammenwirken). Bei der Durchführung von Störfallanalysen und bei der Bewertung von Notfallmaßnahmen wird aus Effizienzgründen generell eine Erhöhung der Rechengeschwindigkeit gewünscht. Rechenzeiten im Bereich von mehreren Stunden, wie sie heute noch für viele Fälle erforderlich sind, behindern daher die Ausführung der Arbeiten sehr. Dabei fallen nicht nur die hohen Rechenkosten ins Gewicht, es gehen auch die Vorteile einer interaktiven Kommunikation zwischen Anwender und Code verloren, wenn die Rechenzeiten zu lang sind. Aus dem interaktiven Betrieb des Simulationswerkzeuges ergibt sich die Forderung nach Rechengeschwindigkeiten, die so groß sind, daß sie dem Reaktionsverhalten des Anwenders angepaßt sind, so daß bei der Durchführung der Analysen keine unnötigen Wartezeiten für den Anwender entstehen. Das kann in der Praxis bedeuten, daß bestimmte Vorgänge, wie ein Abfahrvorgang oder der langsame Druckaufbau im Sicherheitsbehälter (Bereich von Stunden und Tagen) deutlich schneller als in Echtzeit gerechnet werden sollten.

### 3. Simulationsmodelle

Die oben erwähnten Anforderungen entstanden zwar nicht plötzlich, wurden jedoch durch die Einführung der anlageninternen Notfallmaßnahmen verschärft. Entsprechend wurde die Modellentwicklung vorangetrieben und ausgeweitet, wobei die modernen Programmier-techniken für große Rechenprogrammsysteme Berücksichtigung fanden. Rückblickend auf die Arbeiten der letzten Jahre sind drei wesentliche Entwicklungsschritte bezüglich der Codestruktur zu nennen:

- Anwendung einer allgemeinen Netzwerkstruktur zur flexiblen Darstellung fluiddynamischer Prozesse in Kühlsystemen (erstmals im Rechenprogramm FLUT verwirklicht).
- Die Einführung einer modularen Programmstruktur mit einem strengen, aber allgemeinen Schnittstellenkonzept für die Simulation umfangreicher physikalischer Prozesse und Systeme (Übergang von ALMOD3 auf ALMOD4).
- Die Zusammenführung zweier großer Codesysteme mit verschiedenen Anwendungsbereichen zu einem Systemcode mit einem Einsatzbereich, der zunächst die Summe der Einsatzbereiche der Einzelcodes abdeckt (ALMOD4 und DRUFAN wurden zu ATHLET und decken Transienten und Lecks im Auslegungsbereich ab), in seiner Struktur aber so angelegt ist, daß er für eine Ausweitung der Anwendung sowohl bezüglich der Parameterbereiche der simulierten Variablen als auch bezüglich des Ausbaus auf weitere Simulationsmodelle (z.B. Sicherheitseinschluß, Kernschmelzen) angelegt ist.

Im folgenden werden, ausgehend von den genannten Entwicklungsschritten, die Neuentwicklungen in ATHLET sowie die Weiterentwicklungen (Beschreibung der thermofluiddynamischen Zustände im Kern und Kühlkreislauf bei schweren Störfällen im Rechenprogramm ATHLET-SA) und Erweiterungen (Kopplung mit RALOC) dargestellt. RALOC ist ein Rechenprogramm zur Beschreibung thermodynamischer Zustände im Sicherheitsbehälter bei Auslegungsstörfällen und Störfällen mit Kernschmelzen. Ein weiterer Abschnitt ist den Arbeiten zur Codebeschleunigung gewidmet.

#### 3.1 Systemcode ATHLET

Der Systemcode ATHLET ist in seiner Version ATHLET-MOD1 bereits dokumentiert [1, 2]. Eine ausführliche Beschreibung erübrigt sich an dieser Stelle. Der Code besteht aus den Grundmoduln:

Thermofluiddynamik-Modul	TFD
Regelsystem-Modul	GCSM
Wärmeleit-Modul	HECU
Neutronenkinetik-Modul	NEUKIN

Der zentrale Modul in ATHLET ist der Fluiddynamik-Modul TFD. Seine Grundstruktur ist ein Netzwerk, mit dem die einzelnen Abschnitte der Kühlkreisläufe in ihrer Verknüpfung dargestellt werden können. Die Grundbausteine, aus denen der Gesamtkreislauf aufgebaut wird, werden Objekte genannt und enthalten die physikalischen Modelle. Es gibt drei verschiedene Objekttypen:

- Rohr-Objekte zur Simulation eindimensionaler Strömung
- Knotenobjekte zur Simulation von Verzweigungen und Behältern
- Sonderobjekte zur Simulation vollständiger Komponenten (Dampferzeuger).

Die Moduln sind durch standardisierte Schnittstellen miteinander gekoppelt. Über dieses Schnittstellenkonzept können auch weitere Module integriert werden. Dieses Schnittstellenkonzept ist ein wesentliches Merkmal der Gesamtstruktur des Simulationssystems. Eine Schnittstelle ist nicht nur eine Grenze zwischen zwei Moduln, sondern ein eigenständiger Programmteil mit speziellen Funktionen wie Datenaustausch, Zeitschrittsteuerung und Synchronisation von Lösungen.

Während die oben erwähnten ATHLET-Module TFD, HECU und NEUKIN aus bereits bestehenden Programmen übernommen und an die Struktur von ATHLET angepaßt wurden, ist der Modul GCSM eine Neuentwicklung. GCSM wurde ursprünglich entwickelt, um umfangreiche Komponenten der Regel-, Begrenzungs- und Schutzsysteme zu simulieren. Erst im Verlauf der Entwicklung und des Einsatzes zeigten sich die weitergehenden Einsatzmöglichkeiten bei der Simulation von einfachen Fluiddynamik-Komponenten, von Hilfssystemen und bei der Kopplung verschiedener Module.

Für den Modul TFD (Fluiddynamik) ist in Zukunft eine umfangreiche Weiterentwicklung der physikalischen Modelle und der Lösungsverfahren im Rahmen des BMFT-Vorhabens „ATHLET-Entwicklung“ vorgesehen. Auf Einzelheiten soll in diesem Beitrag, der sich mehr mit den Simulationsmethoden und Strukturen befaßt, nicht näher eingegangen werden.

### 3.2 GCSM (General Control Simulation Module)

GCSM ist eine höhere Simulationssprache, bei der die zu simulierenden Systeme per Eingabe aus Grundkomponenten zusammengestellt werden. Diese Simulationssprache ist in einer Programmstruktur verwirklicht, die bezüglich Schnittstellen, Programmablaufsteuerung, Modulkopplung und Benutzer-Interface auf die ATHLET-Struktur und die Anwender-Anforderungen abgestimmt ist. Dies ist ein wesentlicher Unterschied gegenüber den zahlreichen existierenden Simulationssprachen (z.B. CSMP), die eigenständige Programmsysteme darstellen und die sich nicht in andere Strukturen integrieren lassen. Die Eigenschaften von GCSM sind in Tabelle 1 zusammengefaßt, Tabelle 2 enthält eine Liste der in GCSM vorhandenen Funktionsblöcke.

GCSM hat sich bereits im Einsatz vielfach bewährt. Wegen seiner Flexibilität und Handhabbarkeit wird es vom Benutzer schnell angenommen. Weiter ist hervorzuheben, daß sich GCSM aufgrund seiner allgemeinen Struktur und seiner Schlüsselrolle im Schnittstellenkonzept des ATHLET für weitere Aufgaben eignet:

- Simulation einfacher fluiddynamischer Systeme (Leitungen, Behälter)
- Simulation weiterer Prozesse (z.B. Bortransport)
- Ankopplung von eigenständigen Modellen als zusätzliche Module, z.B. realisiert für Speisewasserbehältermodell, Turbine oder Kondensator, wie in Bild 2 gezeigt.

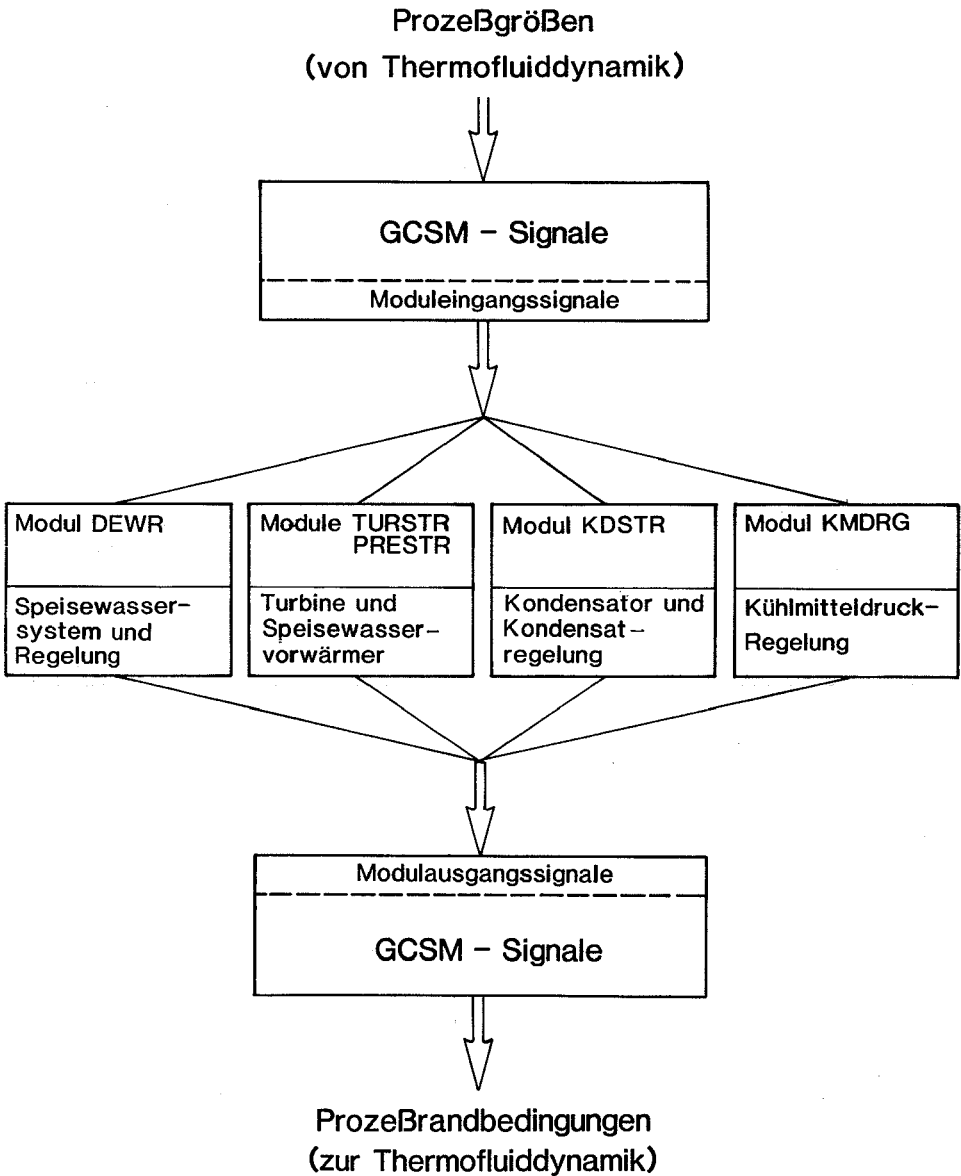


Bild 2: Ankopplungsmöglichkeit eigenständiger Module mit GCSM

Tabelle 1: Hauptmerkmale des ATHLET-Moduls GCSM

- Höhere Simulationssprache zur Nachbildung von:
  - Regelsystemen
  - Schutzsystemen
  - Hardware-(Operateur)-Eingriffen
  - Randbedingungen (z.B. Containmentdruck) und Fehlfunktionen
- Darstellung beliebiger Systeme durch Kombination von Grundblöcken in Form eines Blockdiagrammes.
- Interaktion mit der Fluidodynamik durch Prozeßvariable (Eingang zu GCSM) und Hardware-Eingriffe oder Randbedingungen (Ausgang von GCSM)
- Effiziente numerische Kopplung mit den anderen ATHLET-Moduln.
- Schnittstelle für die Kopplung unabhängiger BOP-Modelle.

Tabelle 2: Funktionsblöcke des ATHLET-Moduls GCSM.

Schalter	Signal Multiplizierer/Dividierer
Signaladdierer	Totzeit
Funktionsgenerator	Logarithmusfunktion
Boolscher Block	Sinusfunktion
Tiefpassfilter	Exponentialfunktion
Signalbegrenzer	Zweipunktschalter
Signalintegrator	Dreipunktschalter
Signaldifferenzierer	Stoffwertgenerator
Signal Maximum/Minimum	

Der Modul GCSM wird ständig weiterentwickelt, wobei der Ausbau einer interaktiven grafischen Eingabeerstellung unter Verwendung von Expertensystem-Software zu erwähnen ist.

### 3.3 Einbindung des Codes RALOC

Für Störfallanalysen im Auslegungsbereich ist es wünschenswert, aber nicht notwendig, daß das Simulationsmodell für die Berechnung des Druckaufbaus im Sicherheitsbehälter mit dem Systemcode, der die Zustände im Kühlsystem beschreibt, programmtechnisch gekoppelt ist. Für die Analyse schwerer Störfälle ist eine gekoppelte Simulation von Kühlsystem und Sicherheitsbehälter erforderlich, weil die Verkoppelung vielfältiger ist und für die zu simulierenden Notfallmaßnahmen die Zustände im Kühlsystem und im Sicherheitsbehälter gleichermaßen von Bedeutung sind.

In den Analysesimulator, der die Modellsoftware der Testwarte darstellt, wird zur Zeit das Rechenprogramm RALOC [3] integriert. Gleichzeitig werden auch die Schnittstellen für die

erweiterte ATHLET-Version ATHLET-SA vorbereitet. Wegen der physikalisch losen Koppelung mit der Thermohydraulik des Primärkreises ist ein Tandembetrieb beider Codes vorgesehen, in dem der Code mit den kleineren Zeitkonstanten (ATHLET) den Zeitschritt für das Nachziehen des Containmentcodes vorgibt. Der Datenaustausch wird über die im Analyse-simulator verfügbaren Schnittstellen erfolgen. Von ATHLET her werden im Fall eines Lecks die Ausströmräte in das Containment, die Temperatur und die Enthalpie (später auch: H<sub>2</sub>- und Spaltprodukte) vorgegeben werden. RALOC berechnet als Rückwirkung zu ATHLET den Containmentdruck sowie den verfügbaren Einspeisemassenstrom bei Sumpfbetrieb und berechnet intern die Verteilung von Luft, Wasser und Wasserdampf im Containment. Später kommen die Berechnung der H<sub>2</sub>-Konzentration und der Spaltproduktverteilung hinzu.

RALOC ist bereits in einer eigenständigen Version im Simulator verfügbar und mit der Schnittstelle zur Grafiksoftware gekoppelt. Diese Konfiguration wurde bereits zur Ergebnisdarstellung von Berechnungen zum NET(Next European Torus)-Projekt eingesetzt. Ein Beispiel zur Visualisierung einer DWR-Konfiguration ist in Bild 3 gegeben. Mit Bezug auf

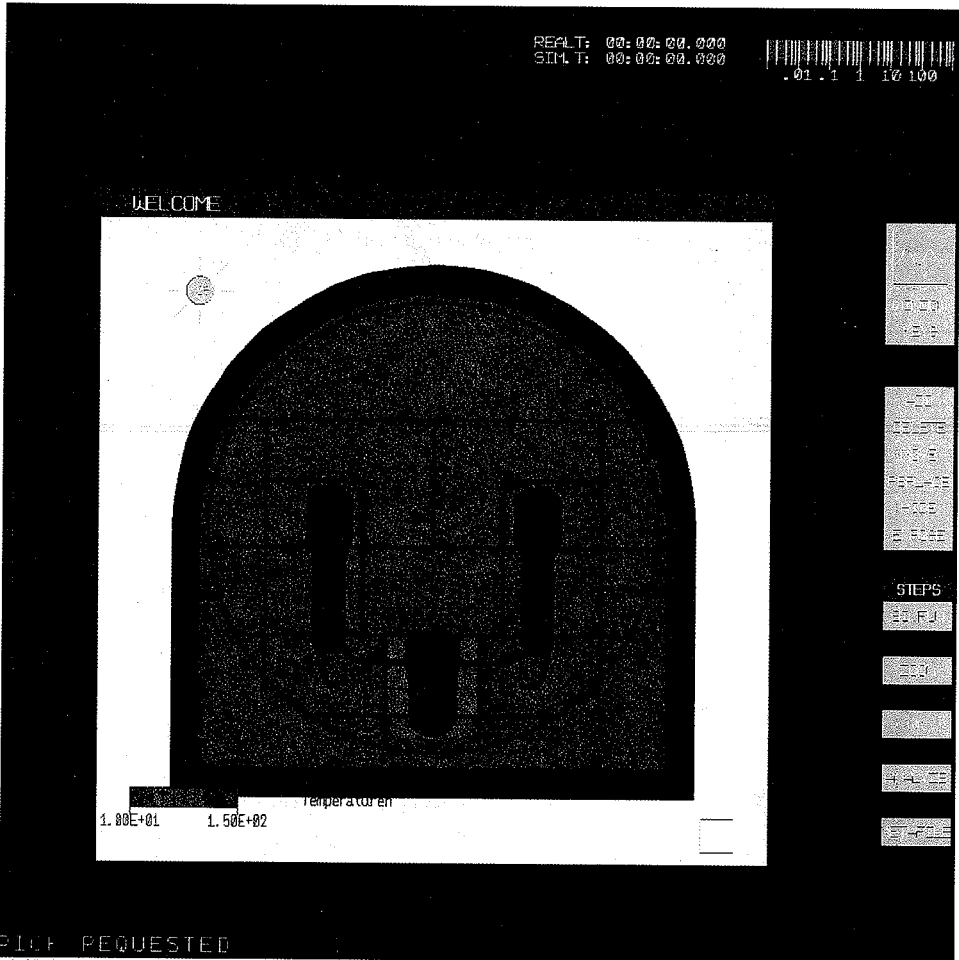


Bild 3: Containment-Darstellung für RALOC-Analysen



Analysesimulator und Testware läßt sich aufgrund der Erfahrungen bei der Implementierung von RALOC feststellen, daß Fremdprogramme rasch und ohne nennenswerte Schwierigkeiten in den Simulator eingebracht werden können.

### 3.4 Erweiterung von ATHLET für schwere Störfälle (ATHLET-SA)

Zur Simulation schwerer Störfälle ist eine Modellerweiterung von ATHLET um die in Abschnitt 2.1 aufgeführten Prozesse erforderlich. Die innerhalb des Kühlsystems ablaufenden Prozesse werden in Simulationsmodellen abgebildet, die in ATHLET integriert werden. Der so erweiterte Code erhält die Bezeichnung ATHLET-SA (SA steht für „severe accidents“). Wesentlich bei dieser Erweiterung ist die Struktur des Gesamtcodes und die Kopplungsstrategie. Wo es vom Zusammenwirken der physikalischen Prozesse her zulässig ist, wird eine lose Kopplung vorgesehen, bei der bereits vorhandene Programme ihre innere Struktur weitgehend behalten und die Kopplung über definierte Schnittstellen erfolgt. Diese möglichst lose Kopplung hat den großen Vorteil, daß sich eine Parallelisierung (s. Abschnitt 3.5) sehr leicht durchführen läßt. In einigen Fällen ist eine engere Kopplung erforderlich, zum Beispiel zwischen Fluiddynamik im Kern und Brennstab- und Kernschmelzmodell.

Hier soll die Struktur der ersten Stufe von ATHLET-SA, die zur Zeit in Arbeit ist, kurz dargestellt werden. Es werden zunächst weitgehend vorhandene einfache Modelle integriert, die später in der gleichen Schnittstellenstruktur durch die im IKE neu entwickelten Modelle (z.B. für das Abschmelzen von Steuerstäben) des Programmsystems KESS III ersetzt werden sollen [4].

Für Analysen von Störfällen, bei denen die Kerngeometrie noch weitgehend erhalten ist, ergibt sich die in Bild 4 dargestellte Struktur, wobei die wichtigsten Kopplungsgrößen angegeben sind.

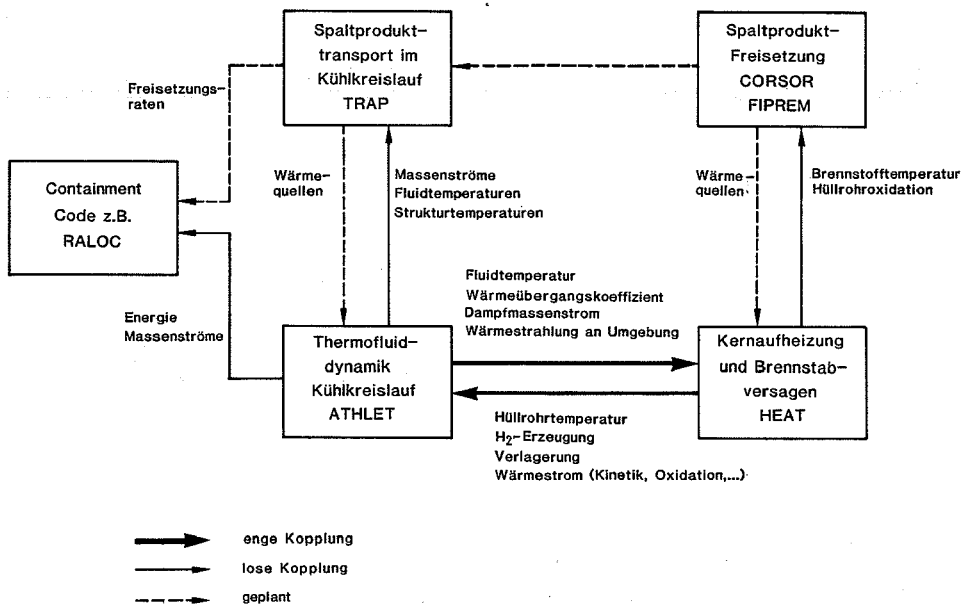


Bild 4: Struktur der Kopplungsstrategie in ATHLET-SA und mit RALOC

Mit dem Thermofluidodynamik-Modul TFD von ATHLET werden die Kernaufheiz- und -versagensmodelle (in Bild 4 mit Arbeitsnamen HEAT bezeichnet) eng gekoppelt. Diese enge Kopplung ist aus physikalischen Gründen wegen der intensiven und schnellen Wechselwirkungen zwischen Kühlmittel und Brennstab bzw. Brennstoff erforderlich. Die Kopplung erfolgt über eine spezielle Schnittstelle, die alle Variablen enthält, die auch in erweiterten Kernschmelzmodellen erforderlich sein werden (z.B. Brennstoffbewegung). Auch eine Kopplung zur Neutronenkinetik, hier nicht gezeigt, ist vorhanden. Nicht weiter beschrieben werden die erforderlichen Modellerweiterungen in ATHLET selbst, wie das Hinzufügen von fluidodynamischen Gleichungen für Wasserstoff und Stickstoff oder die Erweiterung der Stoffwerte in den Bereich hoher Temperaturen.

Die Spaltproduktfreisetzung im Kern wird zunächst mit dem Rechenprogramm CORSOR [5] berechnet, bis das neuere Programm FIPREM eingesetzt werden kann. Hier ist eine lose Ankopplung an HEAT ausreichend, weil es keine starke Rückwirkung auf HEAT oder ATHLET gibt.

Die Modelle für den Spaltprodukttransport (TRAP) im Kühlsystem werden dem Code TRAP-MELT [6] entnommen. Eine Kopplung besteht mit CORSOR und ATHLET. Da auch hier keine starken Rückwirkungsmechanismen auf HEAT und ATHLET bestehen, ist eine lose Kopplung ausreichend.

Die vom Spaltprodukttransport bewirkte Rückkopplung auf die Thermohydraulik und Kernaufheizung ergibt sich aus der Verlagerung der Wärmequellen aus dem Kernbereich in Richtung des Freisetzungspfades.

Wie in Bild 4 ebenfalls angedeutet, ist auch eine erweiterte Schnittstelle zu RALOC vorgesehen, um neben Energie- und Massenströmen auch den Spaltprodukteintrag in den Sicherheitsbehälter zu simulieren.

Im Rahmen des gleichen Schnittstellenkonzeptes können weitergehende Modelle, deren Integration in Zukunft vorgesehen ist (z.B. Modelle für die Berechnung der Ansammlung von Kernmaterial im unteren Plenum) ergänzt werden.

### **3.5 Erhöhung der Rechengeschwindigkeit**

Wie in Abschnitt 2.4 dargestellt, kommt der Erhöhung der Rechengeschwindigkeit bei der Simulation solch umfangreicher Prozesse und Systemfunktionen eine große Bedeutung bei. Trotz großer Anstrengungen in der Vergangenheit – hier sei nur die Entwicklung des implizit-expliziten Integrationsverfahrens FEBE erwähnt – ist das angestrebte Ziel noch nicht für alle Störfallabläufe erreicht (für Transienten ohne Kühlmittelverlust sind für vereinfachte Fluidodynamik-Ansätze Rechenzeiten schneller als Echtzeit möglich). Es ist auch erkennbar, daß nicht nur eine einzige Maßnahme zur Codebeschleunigung ausreicht, sondern daß gleichzeitig verschiedene Wege beschrritten werden. Die vier wichtigsten seien hier genannt:

- Weitere Beschleunigung der Zeitintegrationsverfahren und der Ortsintegration (Optimierung der Grobgitterverfahren)
- Tabellierung von Zustandsgleichungen und konstitutiven Gleichungen
- Vereinfachung in den Modellansätzen (Integrierte Impulsbilanz IMMB)
- Berücksichtigung moderner DV-Hardware (z.B. Parallelprozessoren).

Die vorgesehenen Arbeiten zur Beschleunigung der Integrationsverfahren reichen von der weiteren Optimierung des FEBE-Algorithmus bis hin zu Untersuchungen von Verfahren, die auf bestimmte Rechnerarchitekturen (z.B. Vektorrechner) zugeschnitten sind.

Bei der Darstellung von Zustandsgleichungen und konstitutiven Gleichungen besteht das Beschleunigungspotential darin, tabellarische Darstellungen mit optimierten Interpolationsverfahren einzusetzen.

Die beiden letztgenannten Wege, Vereinfachungen in den Modellansätzen und Einsatz von Parallelprozessoren, werden in den folgenden Abschnitten erläutert.

### **3.5.1 Vereinfachungen in den Modellansätzen**

Der Vereinfachung der Modellansätze sind natürlich enge Grenzen gesetzt, weil mit den Vereinfachungen auch gleichzeitig der Einsatzbereich eingeschränkt und/oder die Genauigkeit reduziert wird. In Zukunft wird jedoch ein Verfahren weiterentwickelt, das in ALMOD4 bereits erfolgreich angewendet wurde, nämlich die Vorwegnahme der Ortsintegration der Impuls- und Massenbilanzgleichungen bei der Berechnung der Fluidodynamik in den Kühlkreisläufen (IMMB = Integrated Mass and Momentum Balance). Vorteilhaft bei diesen Verfahren ist die Reduzierung der Anzahl der Differentialgleichungen und eine oft größere Zeitschrittweite, weil Druckwellenausbreitungseffekte nicht simuliert werden. In der zukünftigen ATHLET-Entwicklung wird diese Entwicklungslinie weiterverfolgt.

### **3.5.2 Parallelisierungskonzept**

Eine weitere zukünftige Zielrichtung ist die Ausnutzung von Rechnerarchitekturen mit Parallelprozessoren. Hierbei ist das Ziel, Programmstruktur und Rechnerstruktur optimal aufeinander abzustimmen, das heißt, eine möglichst gleichmäßige Lastverteilung auf die Prozessoren zu erreichen und Wartezeiten aufgrund umfangreichen Datentransfers zu minimieren.

Den geplanten Untersuchungen zum Beschleunigungspotential kommt die Programmstruktur mit seinem ausgeprägten Schnittstellenkonzept zugute. Schematisch ist dies in Bild 5 für die Kombination von ATHLET-SA und RALOC dargestellt. Durch die Schnittstellen ergeben sich klar definierte Programmteile, die ohne allzu große programmtechnische Änderungen einem Prozessor zugeordnet werden können (mit abgerundeten Ecken dargestellt). Der zeitlich führende Modul TFD müßte allerdings weiter unterteilt werden. Wegen der dort existierenden engen Kopplungen (z.B. gemeinsames Lösungsverfahren) und großen Datenmengen muß dieser Teil besonders genau bezüglich des gesamten Rechenzeitgewinns durch Parallelisierung analysiert werden. Es ist vorgesehen, das Beschleunigungspotential anhand konkreter Hardware (z.B. Suprenum-Rechner) zu quantifizieren.

## **4. Testwarte**

Die Testwarte, die von der GRS im Rahmen eines BMFT-geförderten Projekts derzeit aufgebaut wird, bietet eine für Untersuchungen zum Störfallmanagement geeignete Rechnerstruktur und Benutzerumgebung. In der Testwarte wird der volle Modellumfang des Analysesimulators genutzt.

### **4.1 Gesamtstruktur der Testwarte**

Die Rechnerstruktur und die Datenübertragung zwischen den einzelnen Rechnern sind in Bild 6 dargestellt. Die Modellssoftware des Analysesimulators wird auf dem GRS-Großrechner AMDAHL abgearbeitet. Der Großrechner wird von den Aufgaben des Kommunikations-

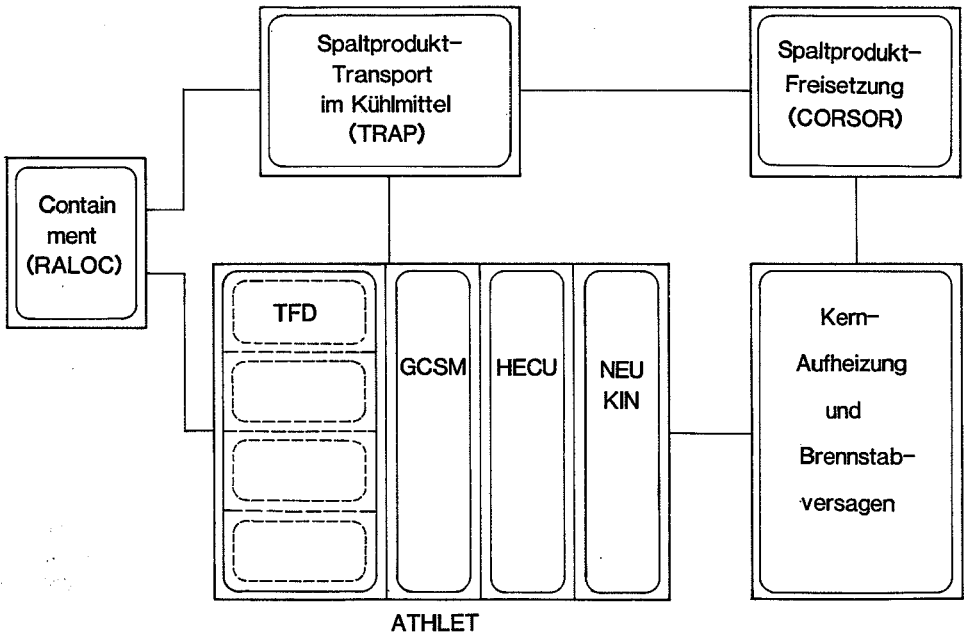


Bild 5: Parallelisierungskonzept

systems entlastet, die einem Prozeßrechner (VAX) mit angeschlossenem lokalem Netz (ETHERNET) übergeben werden. Der Prozeßrechner verwaltet die von der Modellsoftware über eine schnelle Datenkopplung (Hyperchannel) übergebenen Modelldaten, übermittelt den Prozeßmodellen die interaktiven Befehle des Benutzers und übernimmt die vielfältigen Funktionen des Kommunikationssystems. Im lokalen Netz sind grafische Arbeitsplätze (Workstations) mit dem Prozeßrechner verbunden; die Anzahl der Arbeitsplätze im Netz ist erweiterbar, ferner können weitere Rechner (z.B. LISP-Maschine für wissensbasierte Diagnosesysteme) angeschlossen werden.

Die Anordnung der Workstations wird etwa einer Einheit von vier bis sechs Bildschirmen in einer Konvoi-Warte entsprechen, die Bildschirme können jedoch variabel angeordnet werden, so daß auch eine Cockpit-Warte in einer Versuchsanordnung nachgestellt werden kann.

#### 4.2 Kommunikationssystem und Grafik

Der Analysesimulator stellt die Modellsoftware für die Testwarte dar. Im Analysesimulator sind derzeit die Systemcodes ATHLET, TRAC-PF1 und RALOC eingebunden. Die Darstellung der Leit- und Systemtechnik (balance of plant, BOP) geschieht entweder durch spezielle Modelle, die vom Projektpartner im Analysesimulator, der Firma Siemens (KWU), entwickelt werden, oder aber durch GCSM (s. Abschnitt 3.2).

Das Kommunikationssystem, das die Verwaltung der Schnittstellen von und zur Modellsoftware und die Prozeßvisualisierung übernimmt, baut auf dem Grafikstandard GKS (Grafisches Kern-System) auf, besitzt aber einige wichtige Erweiterungen. In der Testwarte wird

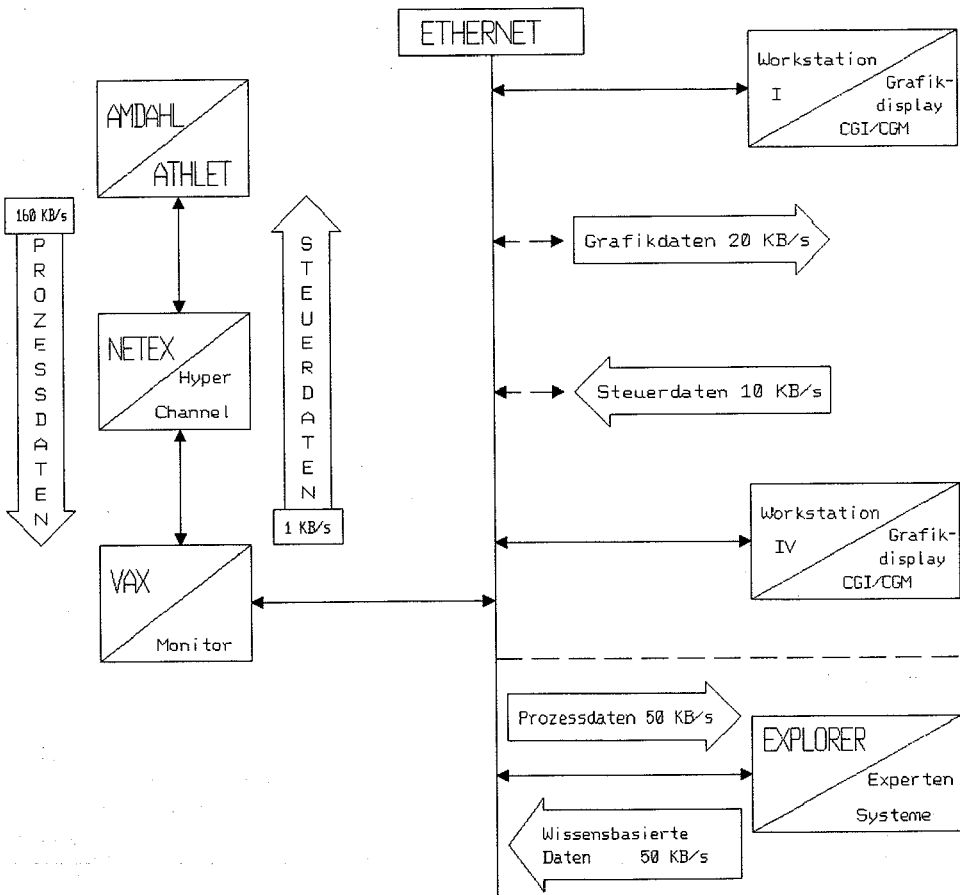


Bild 6: Konfiguration der GRS Testware

eine netzwerkfähige GKS- Version eingesetzt, die mehrere grafische Arbeitsplätze (Workstations) im lokalen Netz unterstützt. Der Kern der Grafiksoftware läuft zentral auf dem Prozessor (VAX 8700) ab. Er verwaltet die angeschlossenen Workstations und gibt die Grafikbefehle in binär codierter Form an sie weiter. Auch die Ebene der Gerätetreiber ist standardisiert (CGI, Computer Graphics Interface). Die Grafiksoftware unterstützt asynchrone Eingriffe, d.h. der Benutzer kann den Simulationslauf jederzeit unterbrechen, um Operateureingriffe durchzuführen oder Fehlfunktionen auszulösen. Für die Visualisierung der Simulationsergebnisse können mehrere oder alle verfügbaren Workstations herangezogen werden. Sind interaktive Eingriffe notwendig, kann das betreffende Bild auf die sogenannte „master workstation“ transferiert werden, auf der durch Anklicken von Bildsymbolen die gewünschte Aktion eingeleitet werden kann.

Die Bilder von Analysesimulator und Testware werden mit dem interaktiven grafischen Editor APG (A Picture Generator) erstellt. Der Editor unterstützt Aufbau und Test der dynamischen Bildteile, so daß ein einfacher Transfer der mit APG generierten Bilder in die Test-

wartenumgebung möglich ist. Neben den mit APG erstellten Bildern ist ein Trendpaket zur Erstellung von Zeitverläufen verfügbar, mit dem entweder über Eingabedaten vordefinierte Sätze von Trendkurven oder im on-line Betrieb gewünschte Trends auf dem Bildschirm dargestellt werden können. Alle Daten, die von den Modellen dem Kommunikationssystem übermittelt werden, sind in Form von Trendkurven abrufbar, wobei die Auswahl über Bildsymbole oder über die Beschreibung der Daten mittels Schlüsselwörtern geschieht.

Der Bildvorrat reicht von codespezifischen Darstellungen bis zu Bildern, die in der Kraftwerkswarte eingesetzt werden. Codespezifische Darstellungen (Nodalisierungsschemata) werden von der Vorverarbeitung der ATHLET-Eingabe automatisch erzeugt und vom Simulator mit dynamischen Daten versorgt. Übersichten über die Primärseite mit farblich skalierten Ortsverteilungen wichtiger Zustandsgrößen sollen zum Verständnis komplexer Prozeßzustände beitragen. Die im Warteninformationssystem PRISCA der Firma Siemens (KWU) eingesetzten Bilder wurden aufbereitet, die ersten mit dynamischen Größen versorgten Bilder sind bereits verfügbar. Diese vielschichtigen Möglichkeiten, die von den Modellen nachgebildete Kraftwerksprozesse zu visualisieren, entsprechen dem Zweck der Testwarte, Störfälle bis in Bereiche des Überschreitens von Auslegungsgrenzen zu analysieren, das Verständnis für solche Störfallabläufe zu schulen und anlageninterne Notfallmaßnahmen zu erproben.

## **6. Ausblick**

In der kurzen Übersicht über Analysewerkzeuge zur Simulation von Störfällen sollte aufgezeigt werden, daß ein solches Werkzeug eine Struktur hat, in der Rechenprogramme, DV-Hardware und eine Software-Umgebung eine Einheit bilden und optimal aufeinander abgestimmt sein müssen. Diese Abstimmung ist ein kontinuierlicher Prozeß, weil DV-Hardware-Strukturen und die allgemeine Software sich sehr schnell weiterentwickeln. Diese Entwicklungen müssen intensiv verfolgt werden und bei der Rechenprogrammentwicklung (bzw. der Gesamtentwicklung des Analysewerkzeugs) berücksichtigt werden. Die einzelnen Entwicklungsschritte werden also nicht nur von den Anforderungen aus der Anwendung (s. Abschnitt 2), sondern auch von der Hardware-Entwicklung mitbestimmt (z.B. Parallelisierungskonzept).

Die in den vorangegangenen Abschnitten beschriebenen Arbeiten zur Codestruktur, zur Modellentwicklung, zur Systemsimulation, zur Rechenzeitreduzierung und zur Testwarte werden zur Zeit durchgeführt oder sind für die nahe Zukunft vorgesehen. Der bisherige Einsatz dieses Analysewerkzeuges hat gezeigt, daß das Grundkonzept aufgrund seiner Flexibilität für einen weiteren Ausbau gut geeignet ist.

In dieser weiteren Ausbauphase liegen die Schwerpunkte der Modellentwicklung bei der Beschreibung von Kernzerstörungsprozessen, großräumiger fluiddynamischer Zustände im Druckbehälter und detaillierterer Berechnungen im Sicherheitsbehälter, einschließlich der  $H_2$ -Konzentration und der technischen Maßnahmen zur Vermeidung großer Energiefreisetzungen durch  $H_2$ -Verbrennung. Darüberhinaus sollen alle lohnenden Möglichkeiten der Codebeschleunigung, insbesondere das Potential neuer Rechnerarchitekturen, ausgeschöpft werden.

Außerdem wird dieses Analysewerkzeug so erweitert, daß eine Kommunikation mit Datenbanksystemen möglich ist, um die Beschaffung und Aufbereitung der Eingabedaten effizienter zu machen und die Fehlermöglichkeiten bei der Datenerstellung zu reduzieren. Für diese Funktionen sowie für eine Konservierung des Anwenderwissens und der aus den Analysen gewonnenen Erkenntnisse sollen in wachsendem Maße wissensbasierte Systeme eingesetzt werden.

## 5. Literatur

- [1] Wolfert, K., G. Lerchl, J.E. Miró und H.G. Sonnenburg:  
„The GRS Thermalhydraulic System Code ATHLET for PWR and BWR Analyses“  
Proceedings of 3rd International Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal-  
hydraulics and Operation , Seoul, Korea, 14.-17. November 1988
- [2] Teschendorff, V., J.E. Miró und G. Lerchl:  
ATHLET – Ein fortschrittlicher Systemcode zur Analyse thermohydraulischer Prozesse  
GRS-Fachgespräch 1988, „Forschung zur Erhöhung der Reaktorsicherheit“, Köln,  
3. – 4. November 1988, GRS-69
- [3] Jahn, H., E. Hofer, G. Weber und T.v. Pham:  
Description of the MOD2/85 Versions of the RALOC/FIPLOC Family  
Part I: Code System, GRS-A-1315, Dez. 1986  
Part II: Physical Modelling of Thermal Hydraulics and Integration Methods;  
BMU-1988-199
- [4] Schmidt, F., et al.:  
Detaillierte Untersuchungen zum Kernschmelzablauf mit KESS-2 Final Report BMFT  
1500 598 (KE-SPALT), IKE 4-117, Stuttgart, October 1984
- [5] Kuhlman, M.R., D.J. Lehmicke und R.O. Meyer:  
CORSOR User's Manual Battelle Columbus Laboratories NUREG/CR-4173, BMI-2124  
Columbus, Ohio, USA, March 1985
- [6] Jordan, H., und M.R. Kuhlman:  
TRAP-MELT2 User's Manuals Battelle Columbus Laboratories NUREG/CR-4205, BMI-  
2124 Columbus, Ohio, USA, March 1985

## Teilnehmerverzeichnis

Dr. Gerhard Ackermann  
Technische Hochschule Zittau  
Theodor-Körner-Allee 16  
DDR-8800 Zittau

Prof. Dr. Ernst Adam  
Technische Universität Dresden  
WB Kernenergetik  
MommSEN Str. 13  
DDR-8027 Dresden

Christine Aiwanger  
Radio Belcanto  
Franz-Josef-Strasse 14  
8000 München 40

Dipl.-Ing. Norbert Albert  
Badenwerk AG  
Postfach 16 80  
7500 Karlsruhe 1

Dipl.-Ing. Sönke Albrecht  
Gemeinschaftskernkraftwerk  
Grohnde GmbH  
Postfach 12 30  
3254 Emmerthal

Dipl.-Ing. Werner Aleite  
Siemens AG, UB KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

Karl-Heinz Alex  
Bernische Kraftwerke AG  
Kernkraftwerk Mühleberg  
CH-3203 Mühleberg

Guntram Amon  
Technischer Überwachungs-Verein  
Bayern e. V.  
Postfach 21 04 20  
8000 München 21

Dipl.-Ing. Helmut Andres  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dipl.-Ing. Robert Antoni  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dipl.-Ing. Reinhard Assmus  
Energiesysteme Nord GmbH  
Walkerdamm 17  
2300 Kiel

Dr. Joachim Auer  
Rheinisch-Westfälisches  
Elektrizitätswerk AG  
Betriebsverwaltung Mülheim-Kärlich  
Postfach 125  
5403 Mülheim-Kärlich

Dipl.-Ing. Alfons Bachhuber  
Bayernwerk Aktiengesellschaft  
Postfach 20 03 40  
8000 München 2

MinRat Dr. Hermann Basse  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavallerplatz 2  
8000 München 81

Dr.-Ing. Werner Bastl  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dr. Franz Bauer  
Schnell-Brüter-Kernkraft-  
werksgesellschaft mbH  
Postfach 1220  
4192 Kalkar

MinDirig. Dr. Knut Bauer  
Bundesministerium für  
Forschung und Technologie  
Postfach 20 02 40  
5300 Bonn 2



Dr. Werner Baukal  
Battelle Institut e.V.  
Am Römerhof 35  
6000 Frankfurt/Main 90

Dr.-Ing. Karl Eugen Becker  
Technischer Überwachungs-  
Verein Bayern e.V.  
Postfach 21 04 20  
8000 München 21

Prof. Dr. Klaus Becker  
DIN Deutsches Institut für Normung  
Normenausschuss Kerntechnik (NKe)e.V  
Postfach 11 07  
1000 Berlin 30

GD Georg Benedict  
Ministerium für Umwelt  
Baden - Württemberg  
Kernerplatz 9  
7000 Stuttgart 1

Dr. David Beraha  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

MinRat Dr. Karl-Heinz Berg  
Bundesministerium für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Postfach 12 06 29  
5300 Bonn 1

Willi Beushausen  
Röntgen Technischer Dienst GmbH  
Mausegatt 19  
4630 Bochum 6

Dr. K. Bieniussa  
Bundesministerium für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Postfach 12 06 29  
5300 Bonn 1

Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dr. Helmut Bläsig  
Rheinisch-Westfälisches  
Elektrizitätswerk AG  
Kruppstr. 5  
4300 Essen 1

Peter Bogorinski  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dr. Peter Borsch  
Forschungszentrum Jülich GmbH  
Postfach 19 13  
5170 Jülich 1

Dipl.-Ing. Volker Brodale  
Kernkraftwerk Brunsbüttel GmbH  
Otto-Hahn-Strasse  
2212 Brunsbüttel

Dr. Bernhard Bröcker  
PreussenElektra AG  
Tresckowstrasse 5  
3000 Hannover 91

Dipl.-Ing. J. Broscheit  
Schnell-Brüter-Kernkraft-  
werksgesellschaft mbH  
Postfach 1220  
4192 Kalkar

Dr. Gerhard Bruder Müller  
Kernkraftwerk Obrigheim GmbH  
Postfach 100  
6951 Obrigheim

Hans Büsch  
Rheinisch-Westfälischer  
Technischer Überwachungs-Verein e.V  
Postfach 10 32 61  
4300 Essen 1

Dr. Gert Butter  
Ständige Vertretung der Deutschen  
Demokratischen Republik  
Godesberger Allee 18  
5300 Bonn 2

Dr. Heinz P. Butz  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Prof. Dr. Siegwart Collatz  
Zentralinstitut für Kernforschung  
Rossendorf  
Postfach 19  
DDR-8051 Dresden

Dipl.-Ing. Heinz Cramer  
PreussenElektra AG  
Tresckowstrasse 5  
3000 Hannover 91

MinRat Dr. Hans-Jürgen Danne  
Bundesministerium für Finanzen  
Graurheindorfer Strasse 108  
5300 Bonn 1

Dipl.-Ing. Harald Diem  
Staatliche Materialprüfungsanstalt  
der Universität Stuttgart  
Pfaffenwaldring 32  
7000 Stuttgart 80

Dipl.-Ing. L. Dieterich  
Rheinisch-Westfälisches  
Elektrizitätswerk AG  
Kruppstr. 5  
4300 Essen 1

Dipl.-Ing. Herbert Dittmar  
Gemeinschaftskernkraftwerk  
Grohnde GmbH  
Postfach 12 30  
3254 Emmerthal 1

MinRat Dr. Norbert Dittrich  
Bundesministerium für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Postfach 12 06 29  
5300 Bonn 1

Dipl.-Ing. Volker Döring  
Ministerium für Wirtschaft,  
Mittelstand und Technologie  
des Landes Nordrhein-Westfalen  
Haroldstrasse 4  
4000 Düsseldorf 1

Dipl.-Volkswirt Rolf-Michael Dollase  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Helmut Eckerl  
Siemens AG  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

MinRat Dr.-Ing. Erwin Eder  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavalierplatz 2  
8000 München 81

Dipl.-Ing. Wolfgang Eglin  
Badenwerk AG  
Postfach 16 80  
7500 Karlsruhe 1

Dr. Dieter Eitner  
Technischer Überwachungs-Verein  
Südwest e. V.  
Postfach 10 32 62  
6800 Mannheim

Manfred Eppler  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Berliner Str. 295 - 303  
6050 Offenbach

F. J. Erbacher  
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH  
Postfach 36 40  
7500 Karlsruhe 1

Dipl.-Ing. Ulrich Erven  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dr. Falk Ewig  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dr.-Ing. Hans-Ulrich Fabian  
PreussenElektra AG  
Tresckowstrasse 5  
3000 Hannover 91

Dr.-Ing. Hermann Fabian  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

Dipl.-Ing. Gerd Farber  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dipl.-Inf. Lothar Felkel  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dipl.-Ing. Wolfgang Fischbacher  
Bayernwerk AG  
Postfach 20 03 40  
8000 München 2

Dr. Klaus Fischer  
COLENCO AG  
Parkstrasse 27  
CH-5401 Baden

Dr. Kurt Fleckenstein  
Deutscher Industrie- und  
Handelstag  
Adenauerallee 148  
5300 Bonn 1

Dipl.-Ing. Werner Floh  
Technischer Überwachungs-  
verein Bayern e. V.  
Postfach 21 04 20  
8000 München 21

Dr. Frenzel  
FAG Kugelfischer  
Postfach 16 60  
8520 Erlangen

Dr. Jürgen Freund  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dr. Willi Frisch  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

GD Jürgen Fuchs  
Ministerium für Umwelt  
Baden - Württemberg  
Kernerplatz 9  
7000 Stuttgart 1

MinDirig Dr.-Ing. Klaus Gast  
Bundesministerium für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Postfach 12 06 29  
5300 Bonn 1

Dipl.-Ing. Ralph Gill  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavalierplatz 2  
8000 München 81

Dr.-Ing. Horst Gläser  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

MinDirig Dr. Horst Glatzel  
Bundeskanzleramt  
Adenauerallee 141  
5300 Bonn 1

Dipl.-Ing. Ulrich Gräber  
COLENCO GmbH  
Postfach 15 42  
7250 Leonberg 1

Dr. Otto Gremm  
Siemens Aktiengesellschaft  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

Dipl.-Ing. W. Grenzinger  
Kernkraftwerk Isar I GmbH  
Postfach 11 06  
8307 Essenbach

GD Dr. Oskar Grözinger  
Ministerium für Umwelt  
Baden - Württemberg  
Postfach 10 34 39  
7000 Stuttgart 1

Dietgar Gronau  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Berliner Str. 295 - 303  
6050 Offenbach

Rainer Grosserichter  
Technischer Überwachungs-Verein  
Bayern e. V.  
Westendstr. 199  
8000 München 21

Dipl.-Ing. Günter Hachenberg  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

MinDirig Dr. Manfred Hagen  
Hessisches Ministerium für Umwelt  
und Reaktorsicherheit  
Kleiststrasse 25  
6200 Wiesbaden 1

Dipl.-Phys. Lothar Hahn  
Öko-Institut  
Prinz-Christians-Weg 7  
6100 Darmstadt

Gisela Hampel  
Battelle-Institut e.V.  
Am Römerhof 35  
6000 Frankfurt/Main 90

Dr. Hans-Jürgen Hantke  
Energietechnik  
Am Pöglschlag 21  
8080 Fürstenfeldbruck

Klaus Haselwarter  
Wacker - Chemie GmbH  
Postfach 12 60  
8263 Burghausen

Dr. Albert Hauser  
Prüfinstitut für  
Radioaktivität in Technik und  
Umwelt GmbH (PRTU)  
Arabellastrasse 4/V (BayWa-Haus)  
8000 München 81

Dr.-Ing. Wolfgang Hawickhorst  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

Dipl.-Ing. Reinhard Heck  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 10 10 63  
6050 Offenbach

Dipl.-Ing. Klaus Heift  
Technischer Überwachungs-Verein  
Norddeutschland e.V.  
Postfach 54 02 20  
2000 Hamburg 54

Dipl.-Ing. Rudolf Heinbuch  
Bayernwerk Aktiengesellschaft  
Postfach 20 03 40  
8000 München 2

Hartmuth Heinsohn  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Harald Helf  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

Gerald Hennenhöfer  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dr. E. Herkommer  
Deutscher Bundestag  
Bundeshaus  
5300 Bonn 1

Prof. Dr. Enno F. Hicken  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

MinRat Dipl.-Ing. Theodor Himmel  
Bundesministerium für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Postfach 12 06 29  
5300 Bonn 1

Dipl.-Ing. Karl Hippelein  
Staatliche Materialprüfungsanstalt  
Universität Stuttgart  
Pfaffenwaldring 32  
7000 Stuttgart 80 (Vaihingen)

Uwe Hitzschke  
Umspannanlage Scheibenhardt  
Postfach 37 20  
7500 Karlsruhe 1

Dr. Alfred Höfler  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Prof. Dr. Joachim Höhn  
Staatliches Amt für  
Atomsicherheit und Strahlenschutz  
Deutschen Demokratischen Republik  
Waldowallee 117  
1157 Berlin - Karlshorst

Dr. Alois Höld  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Paul Hömke  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dipl.-Ing. Volker Hoensch  
Gemeinschaftskernkraftwerk  
Neckar GmbH  
Postfach  
7129 Neckarwestheim

Dr. Gerhard Höppner  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dipl.-Ing. Eugen Hörmann  
Dornier-System GmbH  
Postfach 13 60  
7990 Friedrichshafen

Dr.-Ing. Heinz Hoermann  
Gesellschaft für Reaktor-  
sicherheit (GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dr. Egon Hoffmann  
Bay. Staatsministerium für  
Wirtschaft und Verkehr  
Prinzregentenstrasse 28  
8000 München 22

Dipl.-Ing. W. E. Hoffmann  
Vereinigung der Technischen  
Überwachungs-Vereine e. V.  
Postfach 10 38 34  
4300 Essen 1

Hans H. Hofmann  
SDK Ingenieurunternehmen für  
spezielle Statik, Dynamik und  
Konstruktion GmbH  
Zeppelinstrasse 26  
7850 Lörrach

Dr. Peter Hofmann  
Kernforschungszentrum  
Karlsruhe GmbH  
Postfach 36 40  
7500 Karlsruhe 1

Dipl.-Ing. Werner Hofmann  
Elektrowatt Ingenieur-  
unternehmung GmbH  
Zweigniederlassung Mannheim  
Alois Senefelderstrasse 1-3  
6800 Mannheim 1

MinDir Dr. Walter Hohlefelder  
Bundesministerium für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Postfach 12 06 29  
5300 Bonn 1

Detlef Holm  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dipl.-Ing. Helmut Holzbauer  
Battelle Institut e.V.  
Am Römerhof 35  
6000 Frankfurt/Main 90

Dr. Jochen Holzer  
Bayernwerk AG  
Postfach 20 03 40  
8000 München 2

Dipl.-Ing. H.-C. Hoppe  
Technischer Überwachungs-Verein  
Südwest e. V.  
Postfach 13 80  
7024 Filderstadt

Dipl.-Ing. Joachim Hospe  
Ebenauer Str. 12  
8000 München 19

Dipl. Ing. Dieter Hurlebaus  
Siemens AG UB KWU  
Postfach 10 10 63  
6050 Offenbach am Main

Dr.-Ing. Johannes Immink  
Hessische Landesanstalt für Umwelt  
- Aussenstelle Kassel -  
Ludwig-Mond-Str. 33b  
3500 Kassel

Dipl.-Ing. R. Jaerschky  
Isar-Amperwerke Aktiengesellschaft  
Postfach 38 02 60  
8000 München 2

Dipl.-Phys. Armin Jahns  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dipl.-Ing. Karl Janker  
Kernkraftwerk Isar 2  
Postfach 11 42  
8307 Essenbach

Prof. Dr.-Ing. Helmut Karwat  
Lehrstuhl für Reaktordynamik  
und Reaktorsicherheit  
Technische Universität München  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dipl.-Ing. Klaus Kaspar  
Allianz Versicherungs-AG  
Postfach 44 01 24  
8000 München 44

Dipl.-Ing. Ulrich Kaun  
Technischer Überwachungsverein  
Norddeutschland e. V.  
Grosse Bahnstr. 31  
2000 Hamburg 54

Dr. Ivan Kausz  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Hammerbacherstr. 12 + 14  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

Dr. Gerhard Kelber  
Techn. Vereinigung der  
Grosskraftwerksbetreiber e. V.  
Postfach 10 39 32  
4300 Essen 1

Dr. Helmut Kiendl  
Isar-Amperwerke Aktiengesellschaft  
Brienner Strasse 40  
8000 München 2

Dr. Friedrich Kienle  
Vereinigung Deutscher  
Elektrizitätswerke VDEW  
Stresemannallee 23  
6000 Frankfurt 70

Dr. Rudolf Kirmse  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dipl. Ing. Norbert Kirsch  
Kernkraftwerk Würiggassen  
Postfach 13 61  
3472 Beverungen 1

Dr.-Ing. Eberhard Kluge  
Kernkraftwerk Isar 2  
Postfach 11 42  
8307 Essenbach

Gilbert Knecht  
Hessischer Minister für Umwelt  
und Reaktorsicherheit  
Dostojewskistrasse 8  
6200 Wiesbaden 1

Wolfgang Knoblauch  
Kernkraftwerk Grafenrheinfeld  
Postfach 7  
8722 Grafenrheinfeld

Dipl.-Ing. Volker F. Koch  
Elektrowatt Ingenieur-  
unternehmung GmbH  
Zweigniederlassung Mannheim  
Alois Senefelderstrasse 1-3  
6800 Mannheim 1

Dr.-Ing. Klaus Köberlein  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Werner König  
Rheinisch-Westfälischer  
Technischer Überwachungs-Verein e.V  
Postfach 10 32 61  
4300 Essen 1

Prof. Dr. Alfred Kraut  
Redaktion KERNTECHNIK  
Universität der Bundeswehr  
Werner-Heisenberg-Weg 39  
8014 Neubiberg

Dr. Alfred Kraut  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dipl.-Ing. Gerhard Krieger  
Rheinisch-Westfälischer  
Technischer Überwachungs-Verein e.V  
Postfach 10 32 61  
4300 Essen 1

Dr. Jakob Kriks  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dr. Ulrich Krugmann  
Nuclear Power International  
6, cours Michelet  
C' edex 52  
F-92064 Paris La D' efense

Hans-Henning Kuchenbuch  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Berliner Str. 295 - 303  
6050 Offenbach

Dr.-Ing. Bernhard Kuczera  
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH  
Postfach 36 40  
7500 Karlsruhe 1

Dr. Harald Kunitz  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dipl.-Ing. J. Kunze  
Isar-Amperwerke AG  
Briener Str. 40  
8000 München 2

Dipl.-Ing. G. Lang  
Rheinisch-Westfälisches  
Elektrizitätswerk AG  
Kraftwerk Mülheim-Kärlich  
Postfach 125  
5403 Mülheim-Kärlich

Gerhard Langer  
Technischer Überwachungs-Verein  
Bayern e. V.  
Postfach 21 04 20  
Westendstr. 199  
8000 München 21

Dipl.-Ing. Günter Langer  
Battelle-Institut e. V.  
Am Römerhof 35  
Postfach 90 01 60  
6000 Frankfurt/Main 90

Dr. Dieter Lauterborn  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Bernd-Jürgen Lederer  
Kernkraftwerk Philippsburg GmbH  
Postfach 11 40  
7522 Philippsburg 1

Dr. Rolf Leicht  
NUKEM GmbH  
Postfach 13 13  
8755 Alzenau

Dipl.-Ing. Wolf-M. Liebholz  
Redaktion „atomwirtschaft-  
atomtechnik“  
Postfach 11 02  
4000 Düsseldorf

Heinz Liemersdorf  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dr. Günter Liersch  
Rheinisch-Westfälisches  
Elektrizitätswerk AG  
Postfach 10 31 65  
4300 Essen 1

Dr.-Ing. Erwin Lindauer  
KSG Kraftwerks-Simulator-  
Gesellschaft mbH  
Postfach 15 02 51  
4300 Essen 15

Prof. Dr.-Ing. Klaus Lützow  
Technische Hochschule Zittau  
Theodor-Körner-Allee 16  
DDR-8800 Zittau

Prof. Dr. Dr. Rudolf Lukes  
Forschungsstelle Recht und Technik  
Westfälische Wilhelms-Universität  
Universitätsstrasse 14-16  
4400 Münster

Dr. Hans Märkl  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen 2

Dr.-Ing. Klaus Maubach  
Energie-Versorgung Schwaben AG  
Postfach 158  
Kriegsbergstr. 32  
7000 Stuttgart 1

Dr. Horst Mauersberger  
International Atomic Energy Agency  
(IAEA)  
P.O. Box 100  
A-1400 Wien

LMR Dipl.-Ing. Rudolf Mauker  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavalierplatz 2  
8000 München 81

Dr. Hermann Maurus  
Münchener Apparatebau für  
elektronische Geräte GmbH  
Prof.-Messerschmitt-Str. 3  
8014-Neubiberg

Dipl. Ing. Horst May  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Günter Mayerhöffer  
Technischer Überwachungs-Verein  
Südwest e. V.  
Postfach 24 20  
6800 Mannheim 1

MinRat W. Meier  
Ministerium für Umwelt  
und Gesundheit Rheinland-Pfalz  
Kaiser-Friedrich-Str. 7  
6500 Mainz 1

Prof. Dr.-Ing. Otto Meitinger  
Präsident der Technischen  
Universität München  
Postfach 20 24 20  
8000 München 2

Dipl.-Ing. Ralf Meissen  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Professor Dr.-Ing. Ludwig Merz  
Augustinum  
App. 921  
Stiftsbogen 74  
8000 München 70

Dr. Lothar Metzger  
Hessisches Ministerium für  
Umwelt und Reaktorsicherheit  
Dostojewskistr. 8  
6200 Wiesbaden 1

Hans-Peter Mies  
KGB - Kernkraftwerke Gundremmingen  
Betriebsgesellschaft mbH  
Postfach 300  
8871 Gundremmingen

Dr. Miggennieder  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavalierplatz 2  
8000 München 81



Frederik Mink  
Central European Region Projects  
Westinghouse Energy Systems Inc.  
Rue de Stalle, 73  
B - 1180 Bruxelles

Dipl.-Ing. Günter Mohns  
Technischer Überwachungs-Verein  
Norddeutschland e.V.  
Postfach 54 02 20  
2000 Hamburg 54

Dipl. Ing. Walter Müller-Dietsche  
PHDR  
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH  
Postfach 3640  
7500 Karlsruhe 1

Dipl.-Ing. Dietmar Nottebohm  
Ministerium für Wirtschaft,  
Mittelstand und Technologie  
des Landes Nordrhein-Westfalen  
Haroldstrasse 4  
4000 Düsseldorf 1

Dipl.-Ing. Rolf Oellerich  
PreussenElektra AG  
Kernkraftwerk Unterweser  
Postfach 1 40  
2883 Stadland 1

Dr. Hubert Öttl  
Landesamt für Umweltschutz  
Rosenkavalierplatz 3  
8000 München 81

Dipl.-Ing. Karlheinz Orth  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

Dipl.-Phys. Alois Patzelt  
Kernkraftwerk Philippsburg GmbH  
Postfach 11 40  
7522 Philippsburg 1

Dipl.-Ing. Lubomir Pavel  
Ceske energeticke zavody  
Jungmannova 29  
CSSR-111 48 Prag

Dr. Norbert Pelzer  
Institut für Völkerrecht der  
Georg-August-Universität  
Platz der Göttinger Sieben 5  
3400 Göttingen

Dr. Laszlo Perneckzy  
Central Research Instit. for Physics  
Hungarian Academy of Sciences  
Konkoly Thege ut 29 - 33  
P. O. Box 49  
H-1525 Budapest 114

Dr. Klaus Petersen  
Rheinisch-Westfälisches  
Elektrizitätswerk AG  
Postfach 10 31 65  
4300 Essen 1

Gérard Petit  
Directeur du Centre de  
Formation de Caen  
Rue Claude Bloch B.P. 5080  
F-14042 Caen CEDEX

Dipl.-Ing. Ernst Pickel  
Kernkraftwerk Obrigheim GmbH  
Postfach 100  
6952 Obrigheim

Heinz Plank  
Bayernwerk Aktiengesellschaft  
Postfach 20 03 40  
8000 München 2

Dipl. Ing. Winfried Pointner  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

François Poizat  
EDF-GDF Caen  
Rue Claude Bloch B.P. 5080  
F-14042 Caen CEDEX

Dr. Manfred Popp  
Hessisches Ministerium für Umwelt  
und Reaktorsicherheit  
Dostojewskistrasse 8  
6200 Wiesbaden 1

Dipl.-Phys. Hubert Prinz  
Fachinformationszentrum Karlsruhe  
Gesellschaft für wissenschaftlich-  
technische Information mbH  
Kernforschungszentrum  
7514 Eggenstein-Leopoldshafen 2

Dr. jur. Manfred Probst  
Rechtsanwalt  
Marienplatz 26  
8000 München 2

Dr. Johannes Prock  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dr. Bernhard Pütter  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Prof. Dr. Rudolf Quack  
Universität Stuttgart  
Fakultät Energietechnik  
Bruno-Frank-Strasse 16  
7000 Stuttgart 75

OIng. Dipl.-Ing. F.-J. Quirrenbach  
TÜV-Leitstelle Kerntechnik  
Postfach 10 38 34  
4300 Essen 1  
Berthold Raible  
Allianz Zentrum für Technik (AZT)  
Krausstr. 14  
8045 Ismaning

Dipl.-Ing. Maximilian Rank  
Kernkraftwerk Isar 2  
Postfach 11 42  
8307 Essenbach

Dipl.-Ing. Srinivasa Rao  
Technischer Überwachungs-Verein  
Südwest e. V.  
Postfach 24 20  
6800 Mannheim 1

Dipl.-Ing. Gerwin Rasche  
Internationale Natrium-Brutreaktor-  
Bau Gesellschaft mbH (INB)  
Postfach  
5060 Bergisch-Gladbach 1

Dipl.-Ing. C.G. Reddehase  
Rheinisch-Westfälisches  
Elektrizitätswerk AG  
Postfach 10 31 65  
4300 Essen 1

Jürgen Rehmann  
Deutsche Kernreaktor-  
Versicherungsgemeinschaft (DKVG)  
Sedanstrasse 8  
5000 Köln 1

Dipl.-Ing. Manfred Reik  
Technischer Überwachungs-  
Verein Bayern e.V.  
Westendstrasse 199  
8000 München 21

Dipl.-Ing. Walter Reim  
KGB - Kernkraftwerke Gundremmingen  
Betriebsgesellschaft mbH  
Postfach 300  
8871 Gundremmingen

Dipl. Ing. Willi L. Riebold  
Prüfinstitut für Radioaktivität  
in Technik und Umwelt GmbH  
Arabellastr. 4 /V (BayWa-Haus)  
8000 München 81

Dr. Peter Riehn  
Hessisches Ministerium für  
Umwelt und Reaktorsicherheit  
Dostojewskistrasse 8  
6200 Wiesbaden 1

Dipl.-Ing. Wilhelm Ringeis  
Rheinisch-Westfälisches  
Elektrizitätswerk AG  
Kruppstr. 5  
4300 Essen

Dr. Ludwig Rinkleff  
Technischer Überwachungs-Verein  
Hannover e.V.  
Postfach 81 05 51  
3000 Hannover 81

Dipl.-Phys. Dieter Rittig  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln

Dipl.-Ing. Helmut Röttges  
Bayernwerk Aktiengesellschaft  
Postfach 20 03 40  
8000 München 2

Jürgen Rohde  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dr. H. Roth-Seeфрид  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

RD Dr. Herwarth Sameith  
Bundesministerium für Forschung  
und Technologie  
Postfach 20 02 06  
5300 Bonn 2

Dr. Michael Sander  
ABB Reaktor GmbH  
Postfach 10 05 63  
6800 Mannheim 1

Dipl.-Ing. Udo Sauerbrey  
Kernkraftwerk Brunsbüttel GmbH  
Otto-Hahn-Strasse  
2212 Brunsbüttel

Dipl.-Phys. Anselm Schäfer  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Frank Scharlaug  
Ministerium für Soziales, Gesund-  
heit und Energie des Landes  
Schleswig-Holstein  
Postfach 11 21  
2300 Kiel 1

Prof. Dr. Alfred Schatz  
Institut für Kernenergetik  
und Energiesysteme (IKE)  
der Universität Stuttgart  
Postfach 80 11 40  
7000 Stuttgart 80

Dipl.-Ing. Helmut Schempp  
Technischer Überwachungs-Verein  
Südwest e. V.  
Gottlieb-Daimler Str. 7  
7024 Filderstadt 1

Dr. Herbert Schenk  
Kernkraftwerk Philippsburg GmbH  
Postfach 11 40  
7522 Philippsburg 1

Reinhold Scheuring  
Kernkraftwerk Grafenrheinfeld  
Postfach 7  
8722 Grafenrheinfeld

Dr. Helge Schier  
Hessisches Ministerium für Umwelt  
und Reaktorsicherheit  
Dostojewskistrasse 8  
6200 Wiesbaden 1

Schlotter  
Hessischer Minister für Umwelt  
und Reaktorsicherheit  
Dostojewskistrasse 8  
6200 Wiesbaden 1

Dr. Karl-Erdmann Schmidt  
PreussenElektra Aktiengesellschaft  
Postfach 48 49  
3000 Hannover 91

Dipl.-Ing. Reiner Schmidt  
Fichtner Beratende Ingenieure  
Sarveystr. 3  
7000 Stuttgart 1

Dipl.-Ing. Gerhard Schmitz  
Schnell-Brüter-Kernkraft-  
werksgesellschaft mbH  
Postfach 1220  
4192 Kalkar

Prof. Dr.-Ing. Fritz Schneider  
Lehrstuhl für Elektr. Meßtechnik  
Technische Universität München  
Theresienstrasse 31/II  
8000 München 2

Prof. Dr.-Ing. G. Schnellenbach  
Stangenberg, Schnellenbach & Partner  
Beratende Ingenieure  
Viktoriastr. 47  
4630 Bochum

BD Dr. Peter Schnur  
Niedersächsisches Umweltministerium  
Archivstrasse 2  
3000 Hannover 1

BD Wolfgang Scholz  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavalierplatz 2  
8000 München 81

Dr. Paul Schreiber  
Bundesanstalt für Arbeitsschutz  
Vogelpothsweg 50-52  
4600 Dortmund 1

Dr. Elmar Schröfer  
Lehrstuhl für Elektr. Meßtechnik  
Institut für Automationstechnik  
Technische Universität München  
Arcisstrasse 21  
8000 München 2

Dr. Herbert Schüller  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Anton Schütte  
Rheinisch-Westfälische  
Elektrizitätswerke AG  
BV Biblis  
Postfach 1140  
6843 Biblis

Helmut Schulz  
Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Holger Schulze  
Kernkraftwerk Unterweser GmbH  
Postfach 1 40  
2883 Stadland 1

MinRat Dieter Schur  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavalierplatz 2  
8000 München 81

Prof. Dr. Jörg Schwager  
Fachhochschule Aachen  
Abt. Jülich  
Ginsterweg 1  
5170 Jülich 1

Dipl.-Phys. Wolfgang Schwarzer  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dipl.-Phys. Hans-Joachim Schwiegl  
Ministerium für Wirtschaft,  
Mittelstand und Technologie  
des Landes Nordrhein-Westfalen  
Haroldstrasse 4  
4000 Düsseldorf 1

Bernd Schwinges  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Reinhard Seibert  
Kommission der Europäischen  
Gemeinschaften  
JMO-Gebäude C3/72  
L-Luxemburg-Kirchberg

MR Dr. Ernst R. Seidel  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavalierplatz 2  
8000 München 81

Hartmut Seidelberger  
Siemens AG  
UB KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

Dipl.-Ing. Ludwig Seyfferth  
NIS Ingenieurgesellschaft mbH  
Donaustrasse 23  
6450 Hanau (Main) 1

Georg Sgarz  
PreussenElektra AG  
Postfach 48 49  
3000 Hannover 91

MinRat Heinrich Siebel  
Ministerium für Wirtschaft,  
Mittelstand und Technologie  
des Landes Nordrhein-Westfalen  
Postfach 11 44  
4000 Düsseldorf 1

MinRat Dipl.-Ing. Winfried Sieber  
Niedersächsisches Umweltministerium  
Archivstrasse 2  
3000 Hannover 1

Dipl.-Ing. Jiri Slehofer  
Ceske energeticke zavody  
Jungmannova 29  
CSSR-111 48 Prag 1

Sonntag  
Kernkraftwerk Brunsbüttel GmbH  
Otto-Hahn-Strasse  
2212 Brunsbüttel

Dr. Hans Spenke  
Battelle-Institut e. V.  
Am Römerhof 35  
6000 Frankfurt/Main 90

Reinhard Spilker  
Kurt-Schumacher-Str. 1  
5300 Bonn 12

RD Dr. Klaus Springer  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Postfach 81 01 40  
8000 München 41

Klaus B. Stadie  
OECD / NEA  
38, Boulevard Suchet  
F-75016 Paris

Dr. Martin Stähle  
TÜV Rheinland e.V.  
Postfach 10 17 50  
5000 Köln 1

Dipl.-Phys. Diethelm Stehr  
Technischer Überwachungs-Verein  
Norddeutschland e.V.  
Postfach 54 02 20  
2000 Hamburg 54

Dr. Horst Stein  
Bayerisches Landesamt  
für Umweltschutz  
Rosenkavalierplatz 3  
8000 München 81

Dr. Fritz Steinhoff  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

MinRat Hubert Steinkemper  
Bundesministerium für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Postfach 12 06 29  
5300 Bonn 1

Dipl.-Ing. Wendelin Stephan  
Kernkraftwerke Gundremmingen  
Betriebsgesellschaft mbH  
Postfach 3 00  
8871 Gundremmingen

Dipl.-Ing. Viktor Streicher  
Siemens AG  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 32 20  
8520 Erlangen

Clemens Stroetmann  
Staatssekretär  
im Bundesministerium für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Postfach 12 06 29  
5300 Bonn 1

Dr. G. Stucken  
Berensbergerstr. 105  
5100 Aachen

Dipl.-Ing. Ulrich Sürth  
Siemens Aktiengesellschaft  
Unternehmensbereich KWU  
Postfach 10 10 63  
6050 Offenbach

Dr. L. Sütterlin  
Hessisches Ministerium für  
Umwelt und Reaktorsicherheit  
Dostojewskistr. 8  
6200 Wiesbaden 1

Victor Teschendorff  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dr. Wolfgang Tietsch  
ABB Reaktor GmbH  
Postfach 10 05 63  
6800 Mannheim 1

Dr.-Ing. Klaus Trambauer  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dipl.-Phys. Walter Ullrich  
Gesellschaft f. Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln

Dipl.-Ing. Helmut Verfürth  
Kernkraftwerk Brokdorf GmbH  
Postfach  
2211 Brokdorf

Claus Verstegen  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dr. Dieter Wach  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Prof. Heinz Wagner  
Thorwaldsen Anlage 57  
6200 Wiesbaden

Dr.-Ing. Helmut Wagner  
Bayerisches Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavalierplatz 2  
8000 München 81

Dr.-Ing. Adly B. Wahba  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dipl.-Ing. Günter Waldhör  
Internationale Natrium-Brutreaktor-  
Bau Gesellschaft mbH (INB)  
Postfach 10 03 51  
5060 Bergisch-Gladbach 1

Dr. Wulf Walter  
Bayerische Rückversicherung  
Aktiengesellschaft  
Sederanger 4-6  
8000 München 22

MinRat Dr.-Ing. Jürgen Walther  
Bayerischer Staatsministerium für  
Landesentwicklung und Umweltfragen  
Rosenkavalierplatz 2  
8000 München 81

Dipl.-Ing. Alfred Wanner  
Elektrowatt Ingenieurunternehmung AG  
Bellerivestr. 36  
CH-8034 Zürich

Dipl.-Phys. Anton Weber  
Technischer Überwachungs-Verein  
Südwest e. V.  
Postfach 24 20  
6800 Mannheim 1

J. P. Weber  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

BD Dr. Matthias Weber  
Niedersächsisches Umweltministerium  
Archivstrasse 2  
3000 Hannover 1

Dr. Ekkart Wechselberger  
Kernkraftwerk Philippsburg GmbH  
Postfach 11 40  
7522 Philippsburg 1

RD Dr. Leopold Weil  
Bundesministerium für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Postfach 12 06 29  
5300 Bonn 1

Dipl.-Phys. Michael Wenk  
Kernkraftwerk Obrigheim GmbH  
Postfach 100  
6952 Obrigheim

Dipl.-Ing. Hans-Heinrich Wenzel  
PHDR Heissdampfreaktor  
Köln Strasse  
8757 Karlstein 2

Dr. Hans-Dieter Wierum  
Technischer Überwachungs-Verein  
Hannover e. V.  
Postfach 81 07 40  
3000 Hannover 81

Eberhard Wild  
Bayernwerk AG  
Postfach 20 03 40  
8000 München 2

Prof. Dr. Wolfgang Wild  
Deutsche Agentur für Raumfahrt-  
angelegenheiten (DARA) GmbH  
Plittersdorfer Str. 93  
5300 Bonn 2

Dr.-Ing. Werner Witt  
Technischer Überwachungs-Verein  
Norddeutschland e.V.  
Grosse Bahnstrasse 31  
2000 Hamburg 54

MinRat Dipl.-Ing. Horst Wolf  
Ministerium für Wirtschaft,  
Mittelstand und Technologie  
des Landes Nordrhein-Westfalen  
Haroldstrasse 4  
4000 Düsseldorf 1

Dr. Klaus Wolfert  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Forschungsgelände  
8046 Garching

Dr. Johannes Wolters  
Forschungszentrum Jülich GmbH  
Postfach 19 13  
5170 Jülich 1

Dr. Wolfgang Wurtinger  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH  
Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Dr.-Ing. Roland Wutschig  
Technischer Überwachungs-Verein  
Südwest e. V.  
Gottlieb-Daimler-Strasse 7  
7024 Filderstadt 1

Dr. Werner Zaiss  
Gemeinschaftskernkraftwerk  
Neckar GmbH  
Postfach  
7129 Neckarwestheim

Detlef Zajonc  
Kernkraftwerk Philippsburg GmbH  
Postfach 11 40  
7522 Philippsburg 1

HVWR Manfred Zeh  
Kommission der Europäischen  
Gemeinschaften  
JMO-Gebäude C3-078  
L-Luxemburg-Kirchberg

Dipl.-Ing. Egon Ziermann  
Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor  
(AVR) GmbH  
Hambacher Forst  
5170 Jülich

**Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH**

Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Forschungsgelände  
8046 Garching

ISBN 3 - 923875 - 26 - 6