



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Forschung zur Erhöhung der Reaktorsicherheit

12. GRS-Fachgespräch
Köln,
3.—4. November 1988



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Forschung zur Erhöhung der Reaktorsicherheit

12. GRS-Fachgespräch
Köln,
3.—4. November 1988

GRS-69 (Mai 1989)
ISBN 3 - 923875 - 19 - 3

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln · 1989

Diese Beiträge wurden gleichzeitig in der „Haus der Technik · Fachbuchreihe“, Herausgeber Prof. Dr.-Ing. E. Steinmetz · Essen im Vulkan-Verlag GmbH, Postfach 10 39 62, 4300 Essen 1, veröffentlicht.

Inhaltsverzeichnis

Eröffnung (A. Birkhofer)	1
Begrüßungsansprache (A. Probst)	3
Energie: Die endlose Geschichte. Die Energiefrage im historischen Wandel (M. Stürmer)	5
Reaktorsicherheitsforschung – Ergebnisse und Perspektiven (M. Banaschik)	15
Reactor Safety Research in France (J. Bussac and R. Zammite)	22
Perspektiven von Expertensystemen in der Reaktorsicherheit (W. Bastl)	34
Die Bedeutung von Großexperimenten für die Entwicklung und Verifikation von Thermohydraulik-Rechenprogrammen (K. Wolfert, B. Riegel, H. Sonnenburg)	46
ATHLET – ein fortschrittlicher Systemcode zur Analyse thermo- hydraulischer Prozesse (V. Teschendorff, J. Mirò, G. Lerchl)	60
Analysesimulator, ein Werkzeug zur Beurteilung schutzzielorientierter Maßnahmen (D. Beraha, G. Lerchl, T. Voggenberger)	70
Ereignisabläufe mit anlageninternem Notfallschutz in der Risikostudie (F.W. Heuser, H. Hörtner, E. Kersting)	82
Teilnehmerverzeichnis	99

Eröffnung

A. Birkhofer¹⁾

Das diesjährige Fachgespräch widmet sich dem Thema „Forschung zur Erhöhung der Reaktorsicherheit“. Es ist ein sehr weites, nahezu alle Ingenieurdisziplinen umfassendes Arbeitsgebiet, von dem wir uns neben neuen Erkenntnissen vor allem auch Auskunft darüber erwarten, was an sinnvollen Verbesserungen in der Kerntechnik möglich ist und wie dies erreicht werden kann.

Ein wesentlicher Gesichtspunkt ist dabei die Verfeinerung der Methoden, mit deren Hilfe Störungen rechtzeitig erkannt werden können, bevor sie sich zu Schäden entwickeln. Dazu ist auch immer wieder zu prüfen, ob die Betriebsmannschaft durch die Technik ausreichend unterstützt wird, um ihre Aufgaben jederzeit fach- und sachgerecht erfüllen zu können.

Ein weiterer wichtiger Teil der Sicherheitsforschung befaßt sich nach wie vor mit der Untersuchung des „was wenn“, also der Frage, welche Vorgänge und Phänomene auftreten, wenn es trotz der außerordentlich umfangreichen Sicherheitsvorkehrungen dennoch zu schweren Störfällen käme und dabei Sicherheitseinrichtungen versagen würden. Hier geht es vor allem darum aufzuzeigen, welche zusätzlichen Schutzmöglichkeiten vorhanden sind, um auch in Grenzfällen eine Freisetzung radioaktiver Stoffe noch weitgehend zu verhindern.

Diese letzte Aufgabe hat gerade in den vergangenen Jahren an Bedeutung zugenommen. Letztlich geht es dabei darum, jenseits der drei klassischen Ebenen des mehrstufigen Schutzkonzepts ein viertes Auffangnetz zu spannen, das auch in extremen Situationen eine Gefährdung der Bevölkerung weitgehend ausschließt.

Bei der Durchführung der vielfältigen Arbeiten im Bereich der Sicherheitsforschung muß man sich ständig aufs neue vor der Gefahr hüten, immer mehr über immer weniger zu wissen. Daher ist bei der Durchführung der Untersuchungen darauf zu achten, daß die Ergebnisse auch eine Basis für die konkrete Umsetzung in den Anlagen bilden.

Der Unfall von Tschernobyl liegt inzwischen mehr als zwei Jahre zurück. Inzwischen sind wir uns bewußt geworden, daß sich ein großer und zunehmend wachsender Anteil der in unserer Nähe betriebenen Kernkraftwerke in Ländern mit sozialistischen Gesellschaftssystemen befindet und daß die Auseinandersetzung mit der Technik dieser Anlagen und eine Kooperation mit diesen Ländern auch für uns ein wichtiges Anliegen darstellt.

Angehörige der GRS hatten Dank des Vertragswerks, das der Bundesminister für Forschung und Technologie mit der Sowjetunion geschlossen hat, mehrfach Gelegenheit mit sowjetischen Kollegen über Sicherheitsfragen, vor allem in Bezug auf Leichtwasserreaktoren, zu diskutieren. Durch diese Kontakte konnten wir auch manche der Ideen verstehen, die Waleri Legassow in seinen berühmten Aufzeichnungen geäußert hat, bevor er im Frühjahr dieses Jahres seinem Leben unter tragischen Umständen selbst ein Ende setzte.

Herr Legassow war nach dem Unfall in Tschernobyl von der sowjetischen Regierung beauftragt worden, die Arbeiten zur Eindämmung des Unfalls und seiner Folgen zu leiten. Er war stellvertretender Leiter des Kurchatow Instituts und Mitglied der Akademie der Wissenschaften der UdSSR. All denen, die 1986 anläßlich der Tschernobyl-Konferenz in Wien waren, ist er noch in lebhafter Erinnerung, als er in einer für uns vorher nicht gekannten Offenheit auf Mängel der Sicherheitsauslegung des Reaktors in Tschernobyl

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

hinwies. Seine „Erinnerungen“, wie er sie nannte, sind ein eindrucksvolles Dokument, eine Mahnung, die für die Sowjetunion und weit über deren Grenzen hinaus wichtige Denkanstöße für die weitere Entwicklung der Kerntechnik und der Reaktorsicherheit gibt. Ich möchte hier einige seiner Gedanken zitieren:

„In den Händen von Fachleuten schienen unsere Apparate sicher und gefahrlos zu funktionieren. Die Unruhe, eine Verbesserung der Sicherheit von Kernkraftwerken betreffend, schien uns eine ausgeklügelte Frage zu sein, denn im Milieu von hochqualifizierten Fachleuten waren wir überzeugt, daß die Fragen der Sicherheit ausschließlich eine Frage der Qualifikation und einer genauen Instruierung des Personals ist.“

„Allmählich wurde der Rhythmus der Arbeit Routine, routinemäßig wurden Probleme gelöst. Ich habe das alles gesehen, aber es war sehr schwer, mich in diese Vorgänge rein berufsmäßig einzumischen, und allgemeine Deklarationen in dieser Hinsicht wurden als ungerechtfertigter Angriff empfunden, weil der Versuch eines Außenstehenden, in ihre Arbeit sein Verständnis einzubringen, kaum annehmbar sein konnte.“

„Es wuchs eine Generation von Ingenieuren heran, die ihre Arbeit fachmännisch beherrschten, die sich aber gegenüber den Apparaten selbst und den Sicherheitssystemen an ihnen unkritisch verhielten . . . Der Wurm des Zweifels quälte mich, weil mir aus meiner Sicht des Fachmannes schien, daß etwas Neues unternommen werden muß, daß man beiseite treten muß, und die Dinge anders machen.“

„Zehn Jahre lange Gespräche über Ausbildung, mindestens fünf Jahre lange Gespräche über die Schaffung eines Diagnosesystems für den Zustand der Ausrüstungen - aber nichts geschah. Man erinnerte sich, daß die Qualifikation der Ingenieure und des übrigen Personals des Kernkraftwerkes allmählich sank.“

Mit solchen Worten beschreibt Legassow die allgemeine Situation der Kerntechnik und der Reaktorsicherheit in der Sowjetunion vor dem Unfall in Tschernobyl. Ich bin der Auffassung, daß er uns allen über das hinaus, was vielleicht nur für sowjetische Verhältnisse gilt, eine wichtige Botschaft vermittelt: Stillstand und Routine sind für die Reaktorsicherheit gleichbedeutend mit Rückschritt. Sicherheit kann auf Dauer nur gewährleistet werden in einem Klima des fortwährenden Bemühens nach Fortschritt und der ständigen kritischen Bewertung der Praxis.

Begrüßungsansprache

A. Probst¹⁾

Die Gewährleistung einer sicheren, zuverlässigen und kostengünstigen Energieversorgung ist seit langem eine der zentralen Fragen der Daseinsvorsorge. Doch ist seit der Mitte unseres Jahrhunderts zu diesen Anforderungen an die Energieversorgung eine weitere hinzugetreten, nämlich die Umweltfreundlichkeit einschließlich der Ressourcenschonung. Unter diesem neueren Gesichtspunkt hat sich die Haltung gegenüber den fossilen Energien grundlegend geändert. Kohle, Erdöl und Erdgas sind in erdgeschichtlichen Zeiträumen entstanden. Ihre Verbrennung in vergleichbar wenigen Jahrzehnten entzieht sie nicht nur unwiderrufbar der Nutzung durch unsere Nachkommen, sondern führt darüber hinaus zu einem enormen CO₂-Ausstoß in die Atmosphäre, der uns vor ernste klimatische Probleme stellen wird. Der künstliche Treibhauseffekt, der immer bedrohlichere Ausmaße annimmt, geht zu 50 % auf CO₂-Emissionen zurück. Wir werden aus diesem Grunde nicht umhinkommen, die Verbrennung fossiler Energieträger zumindest zeitlich zu strecken und verstärkt auf die sogenannten sauberen Energien zurückzugreifen. Die einzige saubere Energie, die in ausreichendem Umfang jederzeit zur Verfügung steht, ist aber die Kernenergie. Ich rechne daher fest damit, daß sich die zur Zeit eher kritische Einstellung zur friedlichen Nutzung der nuklearen Energie aufgrund der Klima-Problematik schon in der näheren Zukunft wieder wandeln wird.

Andererseits bin ich mir durchaus der Tatsache bewußt, daß auch die Nutzung der Kernenergie die Möglichkeit einer Gefährdung von Mensch und Umwelt in sich birgt. Bei der Entwicklung der Kerntechnik kam daher der Sicherheit – mehr als bei allen anderen konventionellen Techniken – von Anfang an höchste Priorität zu. Lediglich in der Raumfahrt findet man noch eine ähnliche Dominanz des Sicherheitsaspektes.

Der heute erreichte hohe Sicherheitsstandard deutscher Kernkraftwerke beruht auf jahrzehntelangen gemeinsamen Anstrengungen von Herstellern, Betreibern, Politikern, Behörden und Gutachtern. Die Reaktorsicherheitsforschung des BMFT hat hierzu einen wesentlichen Beitrag geleistet. Sie hat ihren Ursprung in der im Atomgesetz verankerten Vorsorgepflicht des Staates zum Schutz der Bevölkerung und Umwelt vor möglichen Gefährdungen bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie. Ihr vordringliches Ziel ist es, eine Basis für eine realistische Beurteilung und Bewertung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen zu schaffen und damit zugleich Anstöße für die Industrie zur Verbesserung und Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik zu bieten.

Die langfristig und vorausschauend angelegte Forschung hat wissenschaftliche Kenntnisse und analytische Verfahren zur Verfügung gestellt, die es erlauben, die Sicherheit der Anlagen auch im Bereich schwerer Störfälle zu bewerten und zu verbessern. Sicherheit der Kerntechnik ist aber – wie uns der Unfall von Tschernobyl drastisch vor Augen geführt hat – keine ausschließlich nationale Aufgabe. Vielmehr kann höchstmögliche Sicherheit nur durch gemeinsame Anstrengung aller Länder erreicht werden, die Kernenergie nutzen. Hier ist eine breite internationale Zusammenarbeit mit dem Ziel einer Harmonisierung des Sicherheitsstandards auf höchstem Niveau anzustreben. Deshalb ist die internationale Kooperation seit langem ein wesentliches Element der deutschen Forschungspolitik. Ich möchte hier an die Initiativen der Bundesregierung nach dem Tschernobyl-Unfall zur Verstärkung der internationalen Kooperation bei der Verbesserung der Reaktorsicherheit erinnern, die von den multilateralen Organisationen EG, OECD und IAEA auf-

¹⁾ Dr. Albert Probst, Parlamentarischer Staatssekretär beim Bundesminister für Forschung und Technologie

gegriffen wurden. Diesen Organisationen mit ihren unterschiedlichen Wirkungsspektren kommt eine Schlüsselfunktion in der internationalen Reaktorsicherheitsforschung zu.

Im Rahmen unserer internationalen Zusammenarbeit kommt aber auch der bilateralen Kooperation eine große Bedeutung zu. Eine besondere Rolle spielt dabei die Zusammenarbeit mit Partnern, die eigene umfangreiche Sicherheitsforschungsprogramme durchführen. Hier sind vor allem Frankreich und die USA zu nennen. Die gemeinsame Arbeit hat gerade hier zu begrüßenswerter Objektivierung in der Beurteilung national erzielter Ergebnisse und in der Programm-Aktualisierung geführt. So konnten die verfügbaren Forschungsmittel noch gezielter und effizienter eingesetzt werden. Aufgrund des Bestrebens, trotz unterschiedlicher Reaktortypen und Sicherheitsphilosophien international ein gleichwertiges, möglichst hohes Sicherheitsniveau zu erreichen, wird künftig der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit den osteuropäischen Ländern besondere Bedeutung zukommen. Anders als bei der Zusammenarbeit mit unseren westlichen Partnerländern kann hier nicht auf einem in Jahrzehnten gewachsenen gegenseitigen Verständnis der jeweiligen Lösungsansätze für sicherheitstechnische Fragestellungen aufgebaut werden.

Es ist auch, stärker als in der Kooperation mit den westlichen Ländern, auf eine inhaltliche Ergänzung der Forschungs- und Industriekooperation zu achten. Die Forschung selbst stellt zwar Kenntnisse und Werkzeuge zur Verfügung, eine unmittelbare Erhöhung der Anlagensicherheit wird aber erst durch die technische Umsetzung bewirkt. Das Zusammenwirken mit der Industrie ist daher wesentlich für den Erfolg der Kooperation.

Die Bundesregierung hat Verträge zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit der UdSSR, der DDR und Bulgarien abgeschlossen. Mit Ungarn, der CSSR und Polen stehen wir in Verhandlungen und erwarten, daß diese in naher Zukunft zur Konkretisierung der Zusammenarbeit führen werden.

Lassen Sie mich abschließend nochmals betonen: Das wichtigste Ziel der internationalen Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung ist es, aktiv dazu beizutragen, die Sicherheit von Kernenergieanlagen weltweit zu erhöhen und auf ein vergleichbares höchstmögliches Niveau zu bringen. Deshalb sollte auch die Weitergabe von Forschungsergebnissen in solche Länder, die selbst nur über geringe eigene Forschungskapazitäten verfügen, nicht an einem falsch verstandenen Kosten-Nutzen-Denken scheitern. Welcher Nutzen könnte größer sein als der, durch Kenntnisvermittlung Unfälle vermeiden zu helfen? Dies gilt vor allem beim Export von Reaktortechnik in Entwicklungsländer, denn hier tragen wir eine Mitverantwortung für die Sicherheit. Die Bundesregierung ist deshalb bemüht, fachlich vorgebildeten Interessenten aus diesen Ländern die Möglichkeit zum Erwerb fundierter Kenntnisse zu Fragen der Reaktorsicherheit zu vermitteln. Ein Beispiel hierfür ist die Sicherheitsanalyse für das chinesische Kernkraftwerk Qinshan I, die von Wissenschaftlern der Bundesrepublik Deutschland und der Volksrepublik China in intensiver Zusammenarbeit gemeinsam durchgeführt wird. Die Bundesrepublik Deutschland leistet durch ihre Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit einen wesentlichen Beitrag zum Bemühen der weltweiten Gemeinschaft der Länder und Organisationen um eine sichere Nutzung der Kernenergie. Ein bedeutender Teil dieser Forschungsarbeiten wird von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit durchgeführt, der ich an dieser Stelle Dank und Anerkennung aussprechen möchte. Einige Forschungsergebnisse werden Ihnen in der morgigen Veranstaltung dargestellt. Ich wünsche Ihnen ein informatives, anregendes und angenehmes Fachgespräch.

Energie: Die endlose Geschichte. Die Energiefrage im historischen Wandel

M. Stürmer¹⁾

Für Ihre Einladung habe ich zu danken, doppelt zu danken: für die schmeichelhafte Ansicht, daß ein Historiker den Fachleuten der Reaktorsicherheit etwas Hörenswertes mitzuteilen hätte, und für die interessante Annahme, daß das Mitgeteilte Ihre Beurteilung der gegenwärtigen Lage beeinflussen könnte. Hüten werde ich mich, über ein Thema zu sprechen, von dem jeder der hier Anwesenden sehr viel mehr weiß als ich: Nuklearenergie oder die Sicherheit ziviler Nuklearanlagen. Erlauben Sie mir, stattdessen über energiepolitische Szenarien zu sprechen und dabei mit der gegenwärtigen Lage in der Sowjetunion zu beginnen. Danach werde ich einige energiepolitische Szenarien in der Vergangenheit darstellen und nach ihren Folgen für die Gegenwart fragen, und endlich will ich versuchen, Umrisse einer Tagesordnung der Zukunft zu zeichnen.

I.

Zwei Ölschocks haben sich im vergangenen Jahrzehnt dem kollektiven Bewußtsein der industriellen Demokratien eingegraben: der von 1973, Yom-Kippur-Krieg, und der von 1979, Revolution des Ayatollah. Im Westen gingen die Wirkungen tief. Mit dem Sozialklima änderte sich auch die Gewißheit des Fortschritts, mit dem Fortschrittsglauben wandelten sich auch die sozialmoralischen Grundlagen des politischen Prozesses, und mit den Mehrheiten gerieten auch alle politischen Prognosen ins Wanken. „Akzeptanz“ wurde zum Mode- und Schlüsselwort und begann, politische Führung zu ersetzen. „Angst“ wurde den einen zur Tugend, den anderen zur großen Bedrohung. Die Welt der 90er Jahre wird anders sein als die der 60er Jahre. Der Wind des Zeitgeistes, der damals in Orkanstärke in Richtung Fortschritt blies, hat sich gedreht. Ein eigentümlicher Riß geht durch die politische Kultur: in allen Moral- und Ideologiefragen hat der Konservative sich zu rechtfertigen, daß er bewahren will. In allen Technik- und Wirtschaftsfragen derjenige, der verändern will. Ob ein neuer Realismus aus Verantwortungsethik die Tagesordnung der Zukunft bestimmt, oder ein fortschreitender Utopismus aus Gesinnungsethik, ist ungewiß. Auf diesem Feld jedenfalls wird sich die Zukunft der industriellen Demokratien entscheiden. Gewiß sind tiefgreifende Risse im politisch-sozialen Gefüge und gewiß ist auch eine zunehmende Belastung des politischen Konsens, da die Wege des Wachstums unsicher wurden und der Ausweg des Neo-Keynesianismus in Staatsschulden und künstlichem Wachstum schmal wurde. Die Vision der planbaren, machbaren, auf sichere Weise verbesserbaren Welt, die nur noch der Sozialingenieure bedurfte, ist seit 15 Jahren zur Bauruine geworden: Wer gelegentlich die Autobahn von der Bonner Südbrücke zum Flughafen Wahn nimmt, sieht linker Hand seit 15 Jahren ein Monument dieses Zustands, das nicht ein Künstler uns schenkte, sondern das Drama unserer Zeit hinterließ: ein gigantisches Hochhaus, das Hotel sein sollte und niemals wurde und wo nun seit Jahren Betonplatte für Betonplatte abgetragen wird.

Der dritte Energieschock kam aus der Ukraine: April 1986, Tschernobyl. Die unmittelbaren Folgen waren weniger weitreichend als erwartet, die mittelbaren reichen weit in Gegenwart und Zukunft, bis in den Kreml, nach Nord- und Westeuropa und in die Vereinigten Staaten. Zuerst die unmittelbaren Folgen. Dafür gilt folgendes: Die Katastrophe im

¹⁾ Prof. Dr. Michael Stürmer, Direktor der Stiftung Wissenschaft und Politik, Ebenhausen

Kernkraftwerk in Tschernobyl am 26.4.1986 verursachte kurzfristig Stromversorgungsengpässe in der Industrie und bei der Bevölkerung in den südwestlichen Landesteilen der UdSSR. Langfristig führt der Kernkraftwerksunfall zu verstärktem Umwelt- und Risikobewußtsein bei der sowjetischen Bevölkerung, und damit zu einer Verstärkung der ständigen Bauverzögerung im Kernkraftwerksbereich. Dadurch werden 1990 in Kernkraftwerken voraussichtlich 100 Mrd. kWh Strom weniger als geplant erzeugt werden. Schwerwiegende Auswirkungen auf den Energiehaushalt allerdings sind nicht zu erwarten, weil veraltete und zur Stilllegung vorgesehene Kraftwerke den Ausfall in der Stromerzeugung vorerst auffangen können. Mitte der 90er Jahre indessen können Stromversorgungsengpässe auftreten, wenn es der UdSSR nicht gelingt, ihr Bauprogramm auch im konventionellen Bereich zügig weiterzuführen.

Die mittelbaren Folgen reichten und reichen weiter: Ich zitiere aus der Zeitschrift „Foreign Affairs“, Winterheft 1986/87, einen Aufsatz von Bennett Ramberg: „Learning from Chernobyl“. Da heißt es:

„The accident last April at the Chernobyl nuclear power plant demonstrates that planning conducted at a national level alone cannot eliminate the risks posed to all nations by nuclear energy. In the aftermath of the Chernobyl accident, an attitude of „business as usual“ will not sustain the atomic power industry world-wide. The scope of the challenge to make nuclear energy production safer is even greater than that shown by the well-known accidents at Chernobyl and the Three Mile Island plant in the United States. Between 1971 and August 1984, two „significant“ and 149 „potentially significant“ mishaps occurred in 14 industrial nations outside the two superpowers. Even aside from the danger of accidents, the normal operation of nuclear power plants presents problems. These include the management of materials – plutonium and weapon's grade in which uranium – which could be diverted for non-peaceful use by nations and terrorists, and the possibility of sabotage and military attacks of power plants. The potential damage from such actions include radiological consequences far worse than those witnessed in the aftermath of the Chernobyl accident“.

Ramberg hat einen Namen dort, wo es um die militärischen und sicherheitspolitischen Seiten nuklearer Kraftzentralen geht. Sein bekanntestes Buch datiert von 1980: „Destruction of nuclear energy facilities in war. The problem and the implications.“ (University of California, Los Angeles). Ein Aufsatz im renommierten Bulletin of the Atomic Scientists vom März 1986 stellte bereits die Frage in der Überschrift: „Nuclear plants – military hostages?“. Ramberg leitet ihn ein mit folgender Feststellung:

„On March 4, 1985, Iraqi aircraft launched an Exocet missile against one of two partially constructed Iranian nuclear power plants at Bushehr along the Persian Gulf. Although damage was limited, it marked the third attack on the facility (the others having occurred February 12, 1985, and March 24, 1984) and the sixth military assault on reactors since 1967. Other incidents include the failed Iranian strike on Iraq's Osirak research reactor in 1980, Israel's destruction of the same in 1981, and an accident in 1967 when during the Yom Kippur war Israel shot down one of its own disabled planes, fearing that it would crash onto the country's Dimona reactor. India reportedly contemplated in 1982 and 1984 taking out Pakistan's Kahuta enrichment facility, Libya called in 1981 and 1985 for Arab destruction of Israel's Dimona reactor, and former Israeli defense minister Ariel Sharon declared in March 1985 that Jerusalem would bomb any Iraqi reactor that threatened its security. These events point to a new era in which nuclear facilities will be prime military targets.“

Die ambivalente These: Nukleare Kraftwerke sind potentielle Waffen des Gegners, und weil sie es sind, Elemente der Verwundbarkeit und damit auch Geiseln des eigenen Wohlvhaltens.

Zu den mittelbaren Folgen zählt auch die scharfe, um nicht zu sagen hektische Reaktion der deutschen Öffentlichkeit, ohnehin nicht weltweit anerkannt für Kaltblütigkeit und

ruhige Nerven. Einer amtlichen Schätzung zufolge beliefen sich die Folgekosten von Tschernobyl für die Bundesrepublik bisher auf 600 Mio. DM. Aber das war nicht der Kern der Sorge. Es entstand eine Art Wettlauf weg von der Nuklearenergie, der in den Medien begann und bei den politischen Parteien nicht Halt machte. Die Abkehr von der zivilen Nuklearenergie fand im übrigen statt in Koinzidenz mit den anti-nuklearen Bewegungen nicht nur am pazifistischen Rand der amerikanischen und europäischen Politik, sondern auch mit den post-nuklearen in ihrem Zentrum: Dazu zählte die SDI-Initiative 1983, als der amerikanische Präsident nukleare Waffen „impotent and obsolete“ machen wollte; die Reykjavik-Vision der beiden Weltführer 1986, nukleare Fernwaffen bis zum Jahr 2000 abzuschaffen; endlich das INF-Abkommen von 1987, das erstmals vorsah, eine ganze Kategorie von Kernwaffen – die allerdings nur 3 % der Arsenale umfaßt – zu eliminieren und das Ganze durch „intrusive verification measures“ zu überwachen.

Die industriellen Demokratien verloren im letzten Jahrzehnt ihre nukleare Unbefangenheit, und wer auf die Unersetzbarkeit nuklearer Waffen für die Abschreckung des konventionellen Krieges verweist – und dies ist mein Standpunkt – hat es so schwer wie der, der an die noch lange geltende Unersetzbarkeit nuklearer Energie erinnert. Und populär ist auch nicht, wer an den Zusammenhang von Ozonloch und Treibhauseffekt mit nicht-nuklearer Energieerzeugung erinnert und feststellt, daß die Abfallbeseitigung beider Energiearten, nuklear und fossil, ungelöst ist und sich nur darin unterscheidet, daß die Erdatmosphäre allen gehört und damit niemandem und sich nicht wehren kann, die nukleare Endlagerung aber an einem bestimmten Punkt politische Entscheidung erzwingt.

Die sowjetische Reaktion bleibt am bemerkenswertesten, und vielleicht ging sie auch am weitesten: Zwar folgte dem Flackern der Sowjet-Lichter kein Wackeln vor der Nuklearenergie. Die erhaltenen Anlagen wurden ohne Unterbrechung fortgeführt. Aber die Stadt Tschernobyl wird in den nächsten Monaten dem Erdboden gleichgemacht. In einem Radius von 30 km um den zerstörten Kraftwerksblock liegt eine verbotene Zone. Mehr noch: Nach Umfragen der Akademie der Wissenschaften (Melvil) ist die Umweltsorge inzwischen das Problem Nr. 1 der Bevölkerung, wie schon seit einem Jahrzehnt in der DDR. Diese Größenordnung zu übersehen ist keinem Kremelführer mehr gestattet. Nach sicheren Berichten hat der Unfall von Tschernobyl, in Verbindung mit „Glasnost“, zu mehr Umweltbewußtsein in der Bevölkerung der UdSSR geführt. Heute wird öffentlich die Frage gestellt, ob die Standorte für Kernkraftwerke richtig gewählt wurden und die Masierung vieler Reaktorblöcke an einem Ort ratsam sei. Im Jahr 1988 führte der Protest nicht nur der sowjetischen Bevölkerung, sondern auch der Fachleute, zur Einstellung der Bauarbeiten respektive Bauvorbereitungen der Kernkraftwerke Krasnoda, Kiew, Odessa und Charkow. Die Gründe: Es seien bei der Standortwahl Erdbebengefährdung, Lage in Erholungsgebieten, Beeinträchtigung der Wasserversorgung und anderes nicht berücksichtigt worden. Solche Strömungen werden zwar das Kernkraftwerkbauprogramm nicht ändern, aber bremsen. Schon jetzt weist der Kernkraftwerksbau in der Sowjetunion enorme Bauverzögerungen auf, die allerdings nicht typisch für diesen Bereich sind, sondern den gesamten Kraftwerksbau betreffen. Die Ziele des 12. Fünf-Jahres-Planes 1986-90 sind damit nicht mehr erfüllbar. Sie sahen schon für 1990 eine Stromerzeugung in Kernkraftwerken von 390 Mrd. kWh vor. Infolge der Verzögerungen im Kernkraftwerksbau ist jedoch mit einem Defizit von 100 Mrd. kWh zu rechnen. Das Defizit kann gedeckt werden in erster Linie durch Steinkohle, dann durch Öl und endlich durch 10 Mrd. m³ Erdgas. Gravierender ist, daß mit dem Weiterbetrieb unwirtschaftlicher, veralteter Kraftwerke der gesamte Modernisierungsprozeß der Energiewirtschaft weiterhin aufgeschoben werden muß. Damit wird auch jede Lösung der Umweltprobleme weiter hinausgeschoben.

Zu den technisch-wirtschaftlichen Folgen zählt auch, daß man deutsche Technologie sucht zur Verbesserung der Sicherheit zunächst bei den schon vorhandenen, dann aber auch bei den weiter geplanten Kraftwerken. Das umfaßt sowohl den Bau von Druckwas-

serreaktoren wie auch den Weiterbau von Reaktoren des Tschernobyl-Typs. Die Durststrecke der deutschen Reaktor-Technik wird sichtbar kürzer.

Wichtiger noch als die wirtschaftlich-technischen Folgen waren die politischen. Zuerst und am wichtigsten das Scheitern der Vision, daß der Sowjetmensch mit der Energie auch die Natur beherrscht und der Fortschritt ohne Preis ist. Der Utopie des Sowjetkommunismus ist damit der naturwissenschaftliche Boden entzogen. Bisher waren die Feinde immer der Klassenfeind und der Imperialismus. Jetzt liegen die Grenzen im technischen Prozeß selbst. Und dieser Widerspruch ähnelt dem Widerspruch der westlichen Industriegesellschaften mehr als nur äußerlich. In ihm liegt zweierlei:

- Nach innen die Forderung der Führung nach Klarheit und die Einsicht, daß allein durch Klarheit - Glasnost - das verlorene Vertrauen zurückzugewinnen ist;
- nach außen die Einsicht, daß die Probleme von Umwelt und Energie vernetzt sind, daß sie - um Chruschtschows Diktum über Atomwaffen abzuwandeln - den Klassenunterschied nicht kennen, und daß die Abhängigkeit von Nuklearenergie nicht nur für den Westen gilt, sondern auch für den Osten, und daß für beide Seiten darin eine Quelle der Kraft, aber auch ein Element der Verwundbarkeit liegt. Es ist kein Zufall, daß Sowjetführer im Gespräch mit dem Westen die Gefahr durch Reaktoren, die im Kriegsfall zur Geisel werden, immer wieder beschwören: Dies hat einen drohenden Unterton nach Westen, einen angstvollen nach Osten.

Man muß sehen, daß der Tschernobyl-Schock andere Grunderfahrungen der Sowjetführer noch verstärkt und dramatisiert:

- 1983 die strategische Verteidigungssynthese des amerikanischen Präsidenten Reagan, die den Amerikanern einen hightech Spurt verhiess und zugleich Amerika der nuklearen Parität entziehen sollte.
- 1984 die sogenannte Ogarkow-Revolution, als der sowjetische Generalstabschef eine schlankere und effizientere Sowjetarmee entwarf, technisch auf der Höhe des Westens, und als erkennbar wurde, daß die Sowjetgesellschaft dies nicht zu leisten imstande war ohne gründlichen Umbau: Diesen Umbau hat Andropow in den 9 Monaten seiner Führung eingeleitet. Gorbatschow, sein Schüler und Schützling, setzt ihn fort.
- Endlich die Einsicht, daß das expansive Wachstum der Chruschtschow- Ära nicht wiederholbar ist, und daß die zwei Breschnew-Jahrzehnte, in soviet speak, „Jahre der Stagnation“ waren. Helmut Schmidt hat, als wir zusammen mit dem Bergedorfer Gesprächskreis in Moskau waren, die Sowjetunion „Obervolta mit Raketen“ genannt. Das traf den Nerv.

Alles in allem liegt in dieser Erfahrung der Grenzen und in der Gefahr des energiepolitischen Scheiterns, des inneren Zweifels und des weltpolitischen Niedergangs die Schubkraft, welche Gorbatschow 1985 an die Macht brachte, aber auch die Logik, die ihn vorerst darin hält - wie konsolidiert allerdings seine Position ist, bleibt unklar. Daß die Gorbatschow-Revolution von oben dazu helfen soll, die Sowjetunion zur führenden Weltmacht des 21. Jahrhunderts zu machen, ist nicht zu übersehen; daß der Westen die strategische Pause erzwingen und zu Stabilisierung und Rationalisierung des Ost-West-Verhältnisses nutzen muß, ist die politische Herausforderung unserer Zeit.

Unter den energiepolitischen Szenarien ist das sowjetische nur das interessanteste und das der größten politischen Reichweite. Es gibt andere, im Golf, in Fernost, in den USA, in Nordwesteuropa, die ebenfalls unabhängige Variablen in der großen Energiegleichung darstellen. Um ihre Implikationen für die Zukunft zu begreifen, ist es notwendig, Abstand von der Gegenwart zu nehmen und die Energiewelt in geschichtlicher Dimension zu betrachten. Und damit komme ich zum zweiten Teil: den älteren Determinanten der gegenwärtigen Lage.

II.

In der Zeit unserer Groß- und Urgroßväter wurde Dampfkraft vervollkommen, Gas und Elektrizität hielten ihren Einzug, Automobil und Telefon veränderten das Leben und verwirklichten die große Energierevolution. Durch alle Jahrtausende davor hatten Kälte, Dunkelheit, Hunger und Langsamkeit regiert, und sie regierten härter als der härteste Tyrann. Die Arbeit begann, wenn die Sonne aufging; sie endete, wenn die Sonne sank. Man arbeitete viel im Sommer und wenig im Winter, denn es galt, Kräfte zu schonen und Energie zu sparen. Arbeit und Fest, Krieg und Frieden, Verkehr und Handel, ja selbst die Liebe versank winters in einem langen Schlaf.

Daher kommt es, daß Heirat und Empfängnis, Geburt und Tod nicht gleichmäßig verteilt waren über Jahre und Jahreszeiten. In fetten Jahren wurde viel geheiratet, wurden Kinder gezeugt und wurde wenig gestorben. In mageren Jahren war es umgekehrt. Auch fügten sich die großen Ereignisse des Lebens dem Wechsel von Frühling, Sommer, Herbst und Winter. Das Leben entfaltete seinen Reichtum, wenn es warm war und die Sonne schien. Das Frühjahr dagegen war immer Zeit des Wandels und des hohen Brotpreises, Zeit der Hungerrevolten, Bittprozessionen um gutes Wachstum und des inbrünstigen Gebets – die Passionszeit erinnert noch daran.

Ob Marx recht hatte, wenn er sagte, es sei alle Geschichte die von Klassenkämpfen, mag dahin stehen. Ohne Energie jedenfalls gäbe es keine Geschichte, und die Macht über Energie gehört zu jenen historischen Fragen, die niemals dauerhafte Antwort finden. Sie werden immer nur neu gestellt, in der Vergangenheit nicht anders als in der Gegenwart, und unübersehbar auch für die Zukunft.

Bis in die Zeit der Dampfmaschinen und der Französischen Revolution war Europa im Gefängnis der Energieknappheit gefangen. Seitdem aber hat sich alles verändert: das Land, die Wirtschaft, die Gesellschaft, die Kriegskunst, Politik und Moral. Nur der Mensch ist der alte geblieben und wird es noch eine Zeitlang sein. Dampfmaschine, Kohle und Gaslicht haben das Gesicht der Städte und der Häuser verändert wie nie zuvor. Vor 150 Jahren endete, in Begriffen von Technik und Energie, das Mittelalter, wo immer Muskelkraft, Wind und Wasserkraft die Grenzen des Möglichen beschrieben haben. Technik, so schien es dem 19. Jahrhundert, überwand nicht nur das wirtschaftliche Mittelalter. Sie veränderte durch die Eisenbahn den Raum, und durch das Licht die Zeit.

Aber das bürgerliche, rationalistische, optimistische Weltbild der machbaren Welt, des konstruierbaren Fortschritts und der rationalen Vernunft stürzte in den ersten Augusttagen des Jahres 1914 zusammen. Es begann, was der amerikanische Diplomat und Historiker George F. Kennan die „Urkatastrophe der Gegenwart“ nannte. General de Gaulle sprach vom „neuen 30-jährigen Krieg unseres Jahrhunderts“. Politische und seelische Energie wurde entfesselt, wie es nie zuvor denkbar und möglich gewesen war. In den 30er Jahren wurden mit der Atomenergie im Labor erstmals neue Formen und Quellen der Energie entdeckt und bald als nationale Überlebensfrage entwickelt. Am Anfang des Zweiten Weltkriegs hat man noch Kavalleriesäbel geschliffen. Am Ende verbrannten zwei japanische Großstädte im nuklearen Feuer. Die älteste und die jüngste Geschichte der Menschheit trafen in den Weltkriegen unseres Jahrhunderts aufeinander, Triumph des Fortschritts und zugleich seine Verzweiffung.

Eine neue Epoche der Modernität begann 1945. Die Atombombe wurde aus dem Mittel der Kriegsbeendigung in Asien das Instrument, in Europa die Demokratien abzusichern, Stalin vom Krieg abzuschrecken und die atlantische Wohlstandszone zu formen. Der lange nukleare Frieden der Nachkriegszeit begann. Unter diesem Dach entstand die Bundesrepublik, wurde Westeuropa zusammengefügt, wurde der Atlantik zum Mare nostrum der industriellen Demokratien.

Alle Politik wurde globalisiert, die Macht wurde bipolar – der Eiserner Vorhang in Europa war Teil davon – und der Frieden wurde durch die Nuklearwaffen erzwungen. Diese drei

Faktoren haben das erste Nachkriegsjahrzehnt bestimmt und damit die politische Architektur geformt, in der wir bis heute leben. Eine neue Form der Energie und ihrer Beherrschung, die Macht über das Atom, führte ein neues Weltsystem herauf, wie es niemals zuvor denkbar oder realisierbar war. Seit 1945 erweisen sich die nuklearen Waffen nicht als Waffe der Kriegführung, sondern als Waffe der Kriegsabschreckung; nicht als Element der Zerstörung, sondern der Stabilität. Wie stabil die nukleare Architektur aber bleibt und wie beherrschbar, wird Entscheidungsfrage des kommenden Jahrzehnts sein.

Dem äußeren Gefüge der Pax americana entsprach das innere. Drei Faktoren sind zu nennen:

1. Der US-Dollar wurde Leit- und Garantiewährung für die industriellen Demokratien, fest ans Gold gebunden und lange Zeit überbewertet gegenüber der deutschen Mark.
2. Qualifizierte Arbeitskraft, ausgehungert und von Mangel gezeichnet, aber mit hoher Disziplin und Einsatzbereitschaft, gab es zu niedrigem Preis; der Marshall-Plan war Blutübertragung; der Markt nahm Konsumgüter einfacher Technik in beliebigen Mengen auf, ohne grundlegende technische Innovation; aktive Lohnpolitik verstärkte den Sog.
3. Vor allem aber floß das Öl als Energieträger zu geringem Preis, so daß seit Mitte der fünfziger Jahre die Kohle abstieg vom strategischen Mineral zum Haldenobjekt. Die Kraft aus dem Atom aber wurde den Westeuropäern beides: militärische Garantie der Sicherheit; wirtschaftlich das Versprechen des Reichtums für den Tag nach dem Öl. Die Glaswände der Bungalows und das Wachstum der Vor-Städte, Massenmotorisierung und Autobahnen wurden Ausdruck eines neuen Energiezeitalters.

Die Menschheit so schien es, hatte sich vom Regime der Knappheit endgültig befreit. Die Zeit des Optimismus und der Stabilität der 50er und 60er Jahre trug dazu bei, daß die Westeuropäer die Bitternis der Geschichte überwandern und Versöhnung zu finden lernten. Kein Land hat diesem Fest des Fortschritts soviel zu verdanken wie die Bundesrepublik Deutschland, niemand hat davon so viel profitiert wie die Deutschen.

Aber Freiheit und Fortschritt forderten einen Preis. Keine Erfahrung der Vergangenheit sollte mehr gelten, kein Rat der Väter war den Söhnen noch etwas wert. Energie gab es fast ohne Kosten, und selbst die Sprichwörter hatten keine Geltung mehr: Die Bäume wuchsen in den Himmel. Es änderte sich das Grundgefühl. Erinnerung schwand, Geschichte wurde unter pari gehandelt, der Fortschritt erlebte eine Hausse. Auf der Linken ein erinnerungsloser Fortschrittstraum, auf der Rechten eine ahnungslose Technokratie: beide durch die Idee verbunden, der Mensch sei auf immer Herr seines Schicksals. Zwei Dollar kostete das Barrel Öl.

Aber die OPEC schärfte seit 1970 die Ölwanne. Der Club of Rome stieß 1972 düstere Prophezeiungen aus: Raumschiff Erde, Grenzen des Wachstums, Erstickung der Zivilisation. Und die optimierbare Welt endete an einem Samstagmorgen im Oktober 1973: der Yom-Kippur-Krieg, Ägyptens Panzer gegen Israel veränderte die Landkarten der Energie und der Wirtschaft, des Denkens und des Fühlens. Die Weltmächte gerieten an den Rand des heißen Krieges. Der Ölpreis stieg bis Jahresende 1973 um das Vierfache und hörte 10 Jahre nicht auf zu steigen. „Tendenzwende“ hieß das neue Zeitgefühl. „Ende der Fahnenstange“ lautete der Kommentar, den Bundeskanzler Schmidt 1974 dem Scheitern seines Vorgängers widmete.

„Stagflation“ wurde das neue Wort für etwas, was in den Lehrbüchern der Volkswirtschaftslehre nicht vorgesehen war: Verbindung von Stagnation und Inflation. Die Gangart wurde rauher, in den Tarifrunden wie zwischen den politischen Parteien. Eine Zeitlang antworteten staatliche Konjunkturprogramme und Vermehrung der Staatsschulden. Der europäischen Linken kam abhandeln, was sie seit der Französischen Revolution zur Linken gemacht hatte: der Glaube an den Fortschritt und die Machbarkeit des Glücks. Die

Rechte sah sich, unvermutet, als Hüterin des Fortschritts und der Bewegung. Risse taten sich auf entlang dem Generationskonflikt: Industrielle Effizienz gegen postindustrielle Werte, „Malocher“ gegen „Waldläufer“ wie Richard Löwenthal das Dilemma einer großen deutschen Partei auf den Begriff brachte. Deutschland, stets Gedankenwerkstatt der Welt, erlebte, wie der Fortschrittstraum zum Alptraum wurde. Eine neue Jugendbewegung verfluchte Industrie, Energie und nukleare Abschreckung, und formte sich zur Anti-Parteien-Partei.

Seit Beginn der 80er Jahre indessen änderten sich erneut die gesamtwirtschaftlichen Daten. Die Unheilsprophezeiungen haben sich widerlegt. Der Markt bewältigte die Energiekrise, doch nicht die Ängste. Die Ressourcen bleiben begrenzt, die Energie knapp, die Angst vor Atomenergie, ob militärisch oder zivil, bemächtigt sich der Geister.

„New age“ und neue Mythen versprechen Fluchtwege aus der Gefahr: In Wahrheit sind sie Teil des Problems, nicht Teil der Lösung.

Auch die strategischen Gleichungen des Ost-West-Verhältnisses ändern sich, und mit ihnen die moralischen. Die amerikanische Führung und der Fortschrittsglaube „made in USA“ gehen zur Neige. In Selbstzweifel und Zweifel am nuklearen Frieden kehren die USA zurück in die Abwehr „verstrickender Allianzen“ (entangling alliances).

Aber nicht nur auf der westlichen Seite steigt der Zweifel, daß die Vergangenheit die Zukunft sei. Auf der östlichen Seite schieben sich noch mehr Schwierigkeiten übereinander, und niemand spricht schonungsloser darüber als der neue Generalsekretär der KPdSU. Ob das Sowjetimperium diese Krisen bewältigt ohne Umbrüche, Zusammenbrüche und gefährliche Aufbrüche, weiß niemand. Das Feuer von Tschernobyl war nur das ernsteste der Warnungszeichen, die den Zweifel nähren an der Unfehlbarkeit des Marxismus, der Macht über die Geschichte und der Beherrschung der Zukunft. Die Sowjetunion wird Weltmacht des 21. Jahrhunderts nur sein können auf gesicherter Energiebasis. Der Westen kann Sicherheit, sozialen Frieden und Wohlstand nur garantieren, wenn er die Energiefrage bewältigt.

Was nun die Zukunft betrifft, so hat Mark Twain gesagt: „Don't forecast, if you can help it, especially the future“. Die Geschichte der Energieprognosen ist die Geschichte des permanenten Irrtums. Das soll uns warnen. Der Mensch, da er sich auf die Prognosen einzustellen weiß, verändert ihre Parameter, und widerlegt, so scheint es, die Prognose.

Energiewirtschaftliche Prognosen bleiben methodisch unsicher; sie sind im wesentlichen Trendfortschreibungen, die Umbrüche und Krisen nicht befriedigend berücksichtigen. Das allein birgt schon politische Risiken in sich, weil Öl, in Verbindung mit dem an den Ölpreis gebundenen Gas, weiterhin wichtigster Energieträger und maßgeblich für den Energiepreis-Mechanismus bleibt, darüber hinaus wichtigstes Produkt im Welthandel ist. Das bedeutet, daß fortbestehende starke Preisrisiken beim Rohöl alle anderen wirtschaftspolitischen Prognosen über den Haufen werfen können. Die Golfregion, wo nach dem Prognosenstand Anfang 1988 rund Dreiviertel der weltweit nachgewiesenen Ölreserven liegen, bleibt politisch instabil, mehr als je zuvor. Die Vernetzung der Gefahren macht die Lage unberechenbar. Im Energieernstfall kommt verschärfend hinzu, daß der Ölpreisverfall der letzten Jahre die Exploration im Grenznutzenbereich gelähmt hat.

Zu Beginn dieses Jahrzehnts wurde eine neue Ölkrise für das Ende der 80er Jahre, dann für 1990 prophezeit; inzwischen wird der große Lieferengpaß auf 1995 datiert. Bemerkenswert bleibt, daß mit dem Fortschreiten der Prognose auch die Fristen wachsen. Die Ursache aber ist nicht mehr Öl im Nahen Osten, sondern weniger Verbrauch im Westen. Dabei halfen Einsparungen, Substitutionen, aber auch Strukturwandel von Energieferren auf neue, schlanke Produktionen. Für die industriellen Demokratien im allgemeinen, die Bundesrepublik im besonderen, kommt es darauf an, daß die Ferien von der Energieknappheit, die wir noch einmal haben, nicht dem süßen Leben dienen, sondern für Übergänge genutzt werden zur industriellen Arbeitswelt nach der Ölschwemme.

Einfache Auswege werden feilgeboten, aber sie führen nicht weit. Der Rat, mehr Kohle zu nutzen, bietet keinen Ausweg, zumal die deutsche Kohle weit über dem Weltmarktpreis liegt.

Die Grenzen der Kohleverbrennung liegen nicht in der Erde, wo es Kohle genug gibt, sondern in der Atmosphäre. Bohrkerne aus dem Eis der Antarktis registrieren wie eine Umweltchronik Klima und Luftbeschaffenheit: Ihre Botschaft ist alarmierend: Seit der Dampfmaschine wuchs der CO-Gehalt der Luft, heute Jahr um Jahr mit 4 Prozent. Tritt der Treibhauseffekt durch CO-Aufladung der Erde ein, kann er sich selbst verstärken. Von den zehn letzten Sommern in den USA waren vier ungewöhnlich heiß; die lange Dürre des Sommers 1988 im Mittleren Westen läßt die Frage nicht zur Ruhe kommen, ob wir schon im Treibhaus leben. Die geographischen Folgen der Erderwärmung sind abschätzbar: Überschwemmungen und Klimaveränderungen. Die politischen sind es nicht. Die Nutzung der Sonnenenergie, wenn sie denn glückt jenseits des Labors, würde über Nacht die Sahara zur Krisenzone ersten Ranges machen. Denn wenn Geld und Macht im Sand zu finden sind, ist das Wunder unausweichlich, nach dem die alten Alchimisten vergeblich suchten: Dreck wird Gold.

Damit komme ich zu den energiepolitischen Szenarien, die unter dem Satz stehen müssen, daß in der Energiefrage sich unser Schicksal entscheidet. Im Verhältnis Ost-West, West-West, Ost-Ost und Nord-Süd sind dramatische Veränderungen im Gang oder absehbar, die allesamt eine Energiedimension haben, von der lateinamerikanischen Schuldenkrise bis zur Malaise Polens. Einige von ihnen sollen hier skizziert werden. Von der Sowjetunion war schon die Rede. Wie aber sieht es im RGW aus?

2. Szenario – RGW

Die Verrechnung der Energiezufuhren aus der Sowjetunion an die großenteils energiearmen und abhängigen RGW-Länder erfolgt zu einem Preis, der beim Mittel der letzten fünf Jahre liegt. Das hat zur Folge, daß die Länder des östlichen Europa mit der Sowjetunion heute Preise abrechnen, die weit über dem Weltmarkt liegen. Die Situation wurde erschwert, als seit 1981 die polnischen Steinkohlelieferungen weitgehend ausfielen und durch Öl der Sowjetunion oder Braunkohle der DDR ersetzt werden mußten: das eine belastete die Zahlungsbilanz, das andere die Umweltbilanz, und beides katastrophal. Die Suche nach dem eigenen Weg, die von Budapest bis Ostberlin zu sehen ist, hat auch eine Energie- und Umweltdimension, und sie ist nicht die geringste.

3. OPEC und Naher Osten

Aufstieg und Krise der OPEC seit 1970 haben entscheidend mit der Ölwanne zu tun. Die ölproduzierenden Länder wandten sie zuerst gegen die westlichen Industriegesellschaften im Zeichen der Knappheit an. Im Zeichen des Überflusses haben sie sie gegen sich selbst gewandt: In der Schlußphase des Iran-Irak-Krieges taten die Saudis alles, durch Überschwemmung des Ölmarktes die iranischen Erlöse zu drücken und damit dem Iran die Waffenzufuhr abzuschneiden. So kam es, daß schon die Ankündigung des Waffenstillstands im Golf Anfang August 1988 statt Senkung Ölpreissteigerung zur Folge hatte. Die Logik ist nicht geologisch, sondern politisch. Langfristig bleibt es indessen unausweichlich, daß die Macht des OPEC-Kartells wächst. Wie weit aber, das hängt entscheidend ab von der Fähigkeit des Westens, Substitutionen zu erreichen und die Energieversorgung zu diversifizieren, zu rationalisieren und zu sparen.

4. Szenario – Gefahr im Golf

Die Masse des prognostizierten Öls wächst seit 1973, aber leider dort, wo man sie sich am wenigsten wünscht, in der Golfregion. Von der Großen Syrte bis zum Khyberpaß gibt es ein halbes Dutzend offener und verdeckter militärischer Konflikte, dazu die intraktable Lage Israels, die Bereitstellung von Mittelstreckenraketen in mehreren Ländern, darunter Saudi Arabien, Irak und Israel – und ein militärisches Atompotential in Israel. Auch ist den Israelis nicht entgangen, daß der Irak einen chemischen Krieg führte und führt – mit sowjetischen Geschützen und eigener Munition, letztere unter einer politisch belastenden deutschen Beteiligung – ohne daß die Weltöffentlichkeit mehr als ein Bedauern zeigte. Chemische Waffen aber sind die Atomwaffen des kleinen Mannes. Es gibt israelische Diplomaten, die mitunter das Wort „Präventivschlag“ aussprechen.

Die Weltmächte haben im Nahen Osten weitgehend die Kontrolle über ihre Klienten verloren, und deshalb versuchen sie neuerdings, wenigstens gemeinsam die Entwicklung in einem gewissen Rahmen zu halten. Die improvisierte und vergebliche Friedensmission von US- Außenminister George Shultz im Mai und Juni 1988 im Nahen Osten und seine beschwörenden Appelle an die israelische Regierung ebenso wie die Warnung vor dem unbegrenzten nächsten Krieg im Nahen Osten zeigen den Ernst der Lage, wie er sich den Amerikanern darstellt.

5. Szenario – Die pazifische Welt

Die Panik, mit der die Japaner immer dann, wenn böse Nachrichten kommen, den Ölmarkt leer kaufen, verrät die Sorgen der Sonnensöhne, die auf ihren Inseln kaum andere Energie haben als Kernenergie. Die japanische Industrieproduktion ist seit 15 Jahren auf ein Minimum an Energiebedarf angelegt. Aber eine größere Ölversorgungskrise oder amerikanische Rückzüge aus der pazifischen Führungsrolle würden alle Karten in Fernost neu mischen, weil die langen Seewege zwischen Golf und Yokohama dann ungeschützt liegen. Wer aber wird sie dann schützen? Die Tatsache, daß Japan heute das drittgrößte Militärbudget der freien Welt hat, dazu 5 % reales Wachstum, gibt zu denken. Ebenso der Umstand, daß die japanischen Streitkräfte über ein beachtliches Raketenpotential und Abfangjäger verfügen. Überall außer in Japan hat man vergessen, daß die imperiale Expansion der Insel von 1894 bis 1945 aus dem dramatischen Mißverhältnis von Bevölkerungsexplosion und Ressourcenknappheit resultiert.

6. Nordsee-Szenarien

Auch im näheren europäischen Bereich zeichnen sich Wandlungen ab. Der Sturz der konservativen Regierung in Oslo vor zwei Jahren folgte dem Verfall des Ölpreises, der Norwegen als Exportland hart traf, und drastische Einschränkungen im Sozialhaushalt nach sich zog. Das neue Interesse des Landes an der Europäischen Gemeinschaft entspricht der Suche nach einem größeren Versicherungssystem des Wohlstands und des Wohlfahrtsstaats. In Großbritannien ist nicht zu übersehen, daß Margaret Thatchers Aufstieg und der Erfolg eines neuen Mittelklassenkonservatismus seit 1979 zusammentrafen mit dem zweiten Ölschock. Labour ging politisch und moralisch der Atem aus. Die Kräftigung der „Iron Lady“ in zwei Wahlen aber fiel zusammen mit zwei Ölfaktoren: der Erholung der industriellen Konjunktur infolge sinkender Energiepreise und der Verrechnung der britischen Nordsee-Ölgewinne mit den Kosten des Welfare State und der Steuerreform. Bei der jüngsten Königswinter Konferenz in Cambridge sagte ein schottischer Labourabgeordneter voll Bitternis: „Margret That-

cher has thrown a party, but she only invited her friends". 1992 wird beim britischen Nordseefaß der Boden sichtbar. Bis dahin muß der innere und äußere Rahmen für den Übergang gefestigt sein. Wenn nicht, kommt es zu politischen Turbulenzen oder wirtschaftlichen Bremsmaßnahmen der unangenehmen Art, und wahrscheinlich zu beidem. Die „Piper Alpha“-Katastrophe vom Juni 1988 kostete Großbritannien nicht nur 167 tapfere Männer, 12 % der Energieproduktion und 400 Millionen in der Zahlungsbilanz, sie hat auch die Ölmärkte scharf reagieren lassen.

7. Szenario - USA

Was die Vereinigten Staaten betrifft, ist unübersehbar, daß seit einigen Jahren die Erdöleinfuhren steigen, und daß sie wegen schnell sinkender Vorräte – man spricht von 9 Jahren – auch weiterhin steigen werden. Die Folgen für die amerikanische Handels- und Zahlungsbilanz sind ernst. Der Druck auf die Europäer wird sich verstärken, im Bündnis mehr Lasten zu übernehmen, „burden-sharing“ und „out of area“ werden wir noch oft hören, auch der Druck auf den Kongreß in Washington wird steigen, das europäische Engagement der Vereinigten Staaten zurückzunehmen: im schlimmsten Fall durch Demobilisierung der Truppen, im besten Fall durch Zurückziehung eines beachtlichen Kontingents. Auf die neue Energiekrise brauchen wir nicht zu warten. Sie hat – nicht durch globalen Mangel, sondern regionale Umverteilung – bereits begonnen.

Die Reihe solcher Szenarien läßt sich fortsetzen und ergänzen, verfeinern und vernetzen. Berechnen und mit einem Datum versehen, läßt sich das Gesamtergebnis nicht. Um diese Herausforderung zu bestehen, ist das weit vorausschauende Rechnen mit bekannten Faktoren die eine Antwort. Die andere liegt darin, das politische Handeln von Wunschdenken und Patentrezepten freizuhalten.

Sie werden nun nach einem Zukunftsrezept fragen. Da ist die folgende Geschichte einschlägig, mit der ich schließen möchte. Bei einem großen Dinner in New York entdeckte eine Dame, daß ihr Tischherr der sagenhaft reiche Bankier J. Pierpoint Morgan war. Sie sah ihre Chance und fragte: „Mr. Morgan, tell me please, will the stock exchange go up, or will it go down?“ Der Bankier nahm langsam die Brille ab, schaute die Dame prüfend an, und dann sagte er nachdenklich: „Yes, Madam“.

Reaktorsicherheitsforschung – Ergebnisse und Perspektiven

M. Banaschik¹⁾

Kurzfassung

In der Reaktorsicherheitsforschung sind umfangreiche Experimente und theoretische Modellentwicklungen zur Absicherung der Auslegungsanforderung durchgeführt worden.

Die bisher durchgeführten Arbeiten haben einen wesentlichen Beitrag geleistet, die Sicherheitsreserven von Kernenergieanlagen und deren Systemen auszuloten und die Sicherheitstechnik weiterzuentwickeln. Mit der Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik kommt in der Reaktorsicherheitsforschung eine Akzentverschiebung in Richtung auf die auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufe hin. Ziel dieser Akzentverschiebung ist es, die Präventivebene weiter auszubauen. Dies beruht darauf, daß in den Betriebs- und Sicherheitssystemen aufgrund der konservativen Auslegung ein wesentliches Sicherheitspotential vorhanden ist.

Die F+E-Arbeiten sollen helfen, Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zu entwickeln und die Anlage in den sicheren Zustand auch nach schweren Störfällen zurückzuführen. Dabei ist es notwendig, die Sicherheitsreserven der Anlage auszuschöpfen und die betrieblichen Systeme zur Störfallbeherrschung heranzuziehen. Aufgrund der Ziele nähern sich die Forschungsarbeiten an betriebliche, anlagenspezifische Vorgänge.

Das länderübergreifende öffentliche Interesse an höchstmöglicher Sicherheit bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie hat zu einem fruchtbaren Kenntnis- und Erfahrungsaustausch im Rahmen internationaler Kooperation geführt.

Abstract

In reactor safety research, comprehensive experiments and developments of theoretical models for the confirmation of design requirements have been carried out.

The work performed so far is an essential contribution to the determination of the safety margins of nuclear facilities and their systems and to the further development of safety engineering.

The further development of safety engineering involves a shift of emphasis in reactor safety research towards event sequences beyond the design basis. The aim of this shift in emphasis is the further development of the preventive level. This is based on the fact that the conservative design of the operating and safety systems involves an essential safety potential.

The R&D work is intended to help develop accident management measures and to take the plant back into the safe state even after severe accidents. In this context, it is necessary to make full use of the safety margins of the plant and to include the operating systems for coping with accidents. As a result of the aims, the research work approaches operating and plant-specific processes.

The cross-frontier public interest in the highest possible degree of safety in the peaceful use of nuclear energy has led to a fruitful exchange of knowledge and experience within the scope of international cooperation.

¹⁾ Dr. Manfred Banaschik, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Seit Beginn der Kernenergieentwicklung und -nutzung standen Fragen der Reaktorsicherheit bei Behörden, Gutachtern, Herstellern und Betreibern sowie in der Öffentlichkeit immer im Vordergrund. Eine unverzichtbare Grundvoraussetzung für die industrielle Nutzung der Kernenergie ist die Gewährleistung der Sicherheit.

Die jährlichen Berichte über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken belegen die Zuverlässigkeit der Anlagentechnik und bestätigen das sicherheitstechnische Auslegungskonzept der Kernkraftwerke. Die Zeitverfügbarkeit deutscher Kernkraftwerke nimmt weltweit eine Spitzenstellung ein.

Die Reaktorsicherheitsforschung befaßt sich also mit einem sehr komplexen technischen System, das sich durch hohe sicherheitstechnische Zuverlässigkeit und wirtschaftliche Verfügbarkeit auszeichnet. Vor diesem Hintergrund kann man die Frage aufwerfen, ob denn Reaktorsicherheitsforschung noch nötig ist!

Folgende forschungspolitische Grundsätze sprechen weiterhin dafür, die Reaktorsicherheitsforschung zu fördern:

- Gewährleistung der Sicherheit von Mensch und Umwelt bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie
 - Vorsorge für den Schutz der Bevölkerung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik
 - Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik wie in allen Bereichen der Technik.
- Durch die Förderung der Reaktorsicherheitsforschung werden folgende Ziele verfolgt:

- Erweiterung des Wissens über Ursachen und Konsequenzen von Störfällen
- Weiterentwicklung von Werkzeugen zur realistischen Simulation und Bewertung von Störfällen
- Analyse und Bewertung von Sicherheitsreserven
- Fortentwicklung und Optimierung der Sicherheitstechnik.

Die Forschungs- und Entwicklungs-Arbeiten (F+E) der Reaktorsicherheitsforschung konzentrierten sich daher auf Experimente und theoretische Modellentwicklungen, die die Auslegungsanforderung gemäß des Auslegungskonzepts absichern sollten. So sind umfangreiche Arbeiten zu der Auslotung der Sicherheitsreserven aufgrund der Auslegung durchgeführt worden.

Die bisher durchgeführten Arbeiten haben einen wesentlichen Beitrag geleistet, die Sicherheitsreserven von Kernenergieanlagen und deren Systemen auszuloten und die Sicherheitstechnik weiterzuentwickeln.

Als Beispiele für wesentliche Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung sind zu nennen:

- Das Basis-Sicherheitskonzept, dessen Hauptforderungen sind
 - Einhaltung von Analysegrenzen für Werkstoffverunreinigungen
 - Optimierung der Konstruktionsprinzipien zur Reduzierung hoher Beanspruchung
 - Limitierung der betrieblichen Beanspruchungen und der Neutronenfluenz
 - Limitierung der Zahl von Schweißnähten
 - Wiederkehrende Prüfung

Bei Einhaltung dieser Anforderungen gilt

- das Leck vor Bruch-Kriterium
- der Ausschluß doppelendiger Rohrleitungsbrüche bei der Auslegung des Primärkreissystems

- Für die zerstörungsfreien Prüfungen des Primärkreises sind voll- volumetrische Ultraschallprüfungsmethoden entwickelt worden, die in der Lage sind, den Werkstoffzustand zu erfassen und aufgrund analytischer Methoden bewertbar zu machen.

Die heute verfügbaren zerstörungsfreien Prüfverfahren konnten in Experimenten an der HDR-Versuchsanlage qualifiziert werden. Insgesamt erwiesen sich die eingesetzten Verfahren in der Lage, Risse in einem Stadium zu detektieren, bevor sie sicherheitstechnisch relevanten Einfluß auf die Komponenten haben. Auch die eingesetzten Schallemissionstechniken konnten die Phasen von Rißwachstum und Rißzonen eindeutig lokalisieren, so daß sie einen Beitrag zur Komponentenüberwachung sowie zur Interpretation der Rißbildungsvorgänge liefern können.

- Thermoschockbelastungsversuche am Reaktordruckbehälter der HDR- Versuchsanlage, die durch gezielt angebrachte Temperaturtransienten im Stutzenbereich des Reaktordruckbehälters simuliert wurden, haben die Möglichkeit gegeben, durch ständige Wiederholung der Lastenwechsel die Rißtiefe zu beobachten und das Rißwachstum zu untersuchen. Die so gefundenen Daten bilden die Grundlage für die Bewertung der Aussagefähigkeit bruchmechanischer Modelle auch unter komplexen Bedingungen. Während die Anrißlastwechselzahl für den Druckbehälter durch die Berechnung relativ gut getroffen wurde, erwies sich die Rißfortschrittsberechnung als deutlich überschätzend. Als Ursache dieser Abweichungen zwischen Messung und Rechnung wurde die Korrosionswirkung des Mediums erkannt.
- Bei der thermohydraulischen Untersuchung standen im Vordergrund die Themen zum 2F-Bruch der Primärkreisleistung. Durch Experimente in der Versuchsanlage LOBI des Forschungszentrums Ispra der Kommission der Europäischen Gemeinschaften, in der Versuchsanlage PKL bei der KWU und im Modellcontainment bei Battelle und HDR konnten die Rechenprogramme weitgehend verifiziert und die Sicherheitsreserven ermittelt werden.
- Die thermohydraulischen Untersuchungen wurden in der Zielsetzung grundlegend geändert, als die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalysen vorgelegt wurden. Es wurde nämlich festgestellt, daß gerade die kleinen Lecks einen erheblichen Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit liefern. Das Erscheinen der Risikostudie, Phase A, war zeitlich in zufälliger Koinzidenz mit dem Unfall in Harrisburg. Das kleine Leck war in aller Munde.

In diesem Zusammenhang muß erwähnt werden, daß die Versuchsanlage PKL nach dem Störfall in Harrisburg wichtige experimentelle Ergebnisse zu thermohydraulischen Vorgängen bei kleinen Lecks geliefert hat. Diese Daten wurden weltweit zur Absicherung der Fahrweise der Reaktoren herangezogen und zur analytischen Vorhersage genutzt.

- Mit dem Störfall in Harrisburg wurde schlagartig auch allen Experten klar, daß die auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufe zwar eine kleine Eintrittshäufigkeit haben, aber doch das Restrisiko ausmachen.
- Der Unfall im Kernkraftwerk TMI von 1979, bei dem größere Mengen Wasserstoff freigesetzt und verbrannt wurden, hat in der Bundesrepublik verstärkt das Augenmerk auf die mit dem Wasserstoff verbundenen sicherheitstechnischen Fragestellungen gelenkt, nachdem schon 1977 Rechnungen mit RALOC auf die Möglichkeit hoher H_2 -Konzentrationen im Verlauf eines Kernschmelzunfalls hingewiesen haben.
- Die vereinfachende Annahme homogener Durchmischung des Wasserstoffs mit der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre hat sich nach den ersten Analysen als nicht ausreichend erwiesen. Unter Berücksichtigung der verschiedenen Einbauten, deren Oberflächen das Kondensieren von Wasserdampf begünstigen, sowie des Auftriebs durch Thermik sind örtlich und zeitlich erhebliche Unterschiede in der Wasserstoff-Konzentration zu erwarten. Diese Überlegungen werden von Rechnungen (RALOC, WAVCO) bestätigt, die in einzelnen Räumen zeitweise detonationsfähige Gemische auswiesen.

Die verwandten Rechnerprogramme wurden zuvor auf der Grundlage von Versuchen im Modellcontainment des Battelle-Instituts, im stillgelegten Heißdampfreaktor in Großwelzheim und speziell zu Verbrennung in kleineren Behältern (Teststände der SANDIA NL, USA) verifiziert.

- Ein weiterer Untersuchungspunkt bei den hypothetischen Unfällen war die Beton/Schmelze/Wechselwirkung in der BETA-Versuchsanlage des KfK. Hier haben die Ergebnisse die Konsequenzen der Unfallablaufanalyse wesentlich geändert. Die Ergebnisse lassen eine schnelle vertikale Erosion des Betons erwarten, so daß das Durchschmelzen durch das Fundament zu unterstellen ist. Außerdem ist durch die dauernde Gas- und Aerosolfreisetzung ein Druckaufbau gegeben, der zu Überdruckversagen der Sicherheitshülle führen könnte.
- Im Bereich der Mensch-Maschine Kommunikation sind verschiedene Vorhaben durchgeführt worden, die als Ergebnis eine verbesserte und zusätzliche Informationsaufbereitung für den Operateur hatten.

Wie aus der kurzen Darstellung der Ergebnisse deutlich wird, ist die Erarbeitung der Ergebnisse ein langandauernder Weg. 1972 wurde ein breitangelegtes Programm Reaktorsicherheitsforschung begonnen. Ergebnisse, die Eingang in die Systemtechnik gefunden haben, sind jedoch erst einige Jahre später gekommen. Es ist daher für die Planung der F+E-Arbeiten von großer Bedeutung, daß Möglichkeiten bei der Initiierung von F+E-Arbeiten genutzt werden, die Arbeitsprogramme entwicklungsfähig halten. Als Beispiel möchte ich die Flexibilität einer Versuchsanlage herausstellen.

Eine der ersten Anlagen war das Modellcontainment bei Battelle in Frankfurt. Dort war das Ziel die Untersuchung der Temperatur und der Druckbelastung der Sicherheitshülle und die Druckdifferenzen zwischen verschiedenen Räumen nach Druckentlastung bei 2F-Bruch. Das Merkmal dieser Versuchsanlage, die Mehrraumgeometrie, hat bewirkt, daß ein Versuchsbetrieb bis in die 90er Jahre durchgeführt werden kann. Die Fragestellung hat sich von der Thermohydraulik im Containment über Wasserstoffausbreitung bis hin zur Wasserstoffbeseitigung, Aerosolverhalten und Filteruntersuchung bei Druckentlastung weiterentwickelt.

Die Versuchsanlage ist einsetzbar, weil sie die Mehrraumgeometrie aufweist. Ähnliche Entwicklung kann man für das Containment des HDR ausmachen.

Bei der Entwicklung von Rechenprogrammen für die Thermohydraulik ist man davon ausgegangen, die thermohydraulischen Vorgänge der Druckentlastung, des Wiederauffüllens und des Flutens durch einzelne Rechenprogramme zu simulieren. Im Laufe der verschiedenen technischen Entwicklungen konnten diese Einzelprogramme mit den Transientenprogrammen zu einem Systemrechenprogramm gekoppelt werden. Dieses Systemrechenprogramm ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) findet heute in der Bundesrepublik eine breite Anwendung und wird auch international genutzt.

Diese beiden Beispiele machen deutlich, daß es notwendig ist, solche Entwicklungen langfristig zu fördern. Dieser Aspekt der Förderung ist nicht darin begründet, daß die Forschungseinrichtungen eine langfristige Förderung erhoffen, sondern die zu bearbeitenden Probleme sind so komplex, daß Lösungen, die ein Problemfeld einhüllend abdecken sollen, sehr zeitaufwendig und kostenintensiv sind. Dieser Aspekt der Forschung bedingt auch eine notwendige Motivation der beteiligten Wissenschaftler und der durchführenden Stellen, um die Arbeiten voranzutreiben. Es wird auch klar, daß dieser Anspruch an die Forschungsstellen automatisch auf eine Konzentration des verfügbaren know how auf wenige Stellen hinausläuft. Diese Entwicklung ist zu beobachten, da einerseits die Komplexität der zu bearbeitenden Phänomene eine hohe wissenschaftliche Qualifikation erfordert und andererseits notwendig macht, die nicht mehrfach errichtet werden können. In diesem Zusammenhang ist positiv zu erwähnen, daß einige Hochschulen interessante Beiträge mit hoher wissenschaftlicher Qualität zur Reaktorsicherheit liefern.

Die Konzentration auf die wenigen Forschungsstellen macht auch möglich, daß bei begrenztem Haushaltssvolumen für die Förderung der Reaktorsicherheit das know how erhalten, ein abgesichertes Wissen bereitgestellt und daß die Sicherheitstechnik weiterentwickelt werden kann. Die kritische Infragestellung der eigenen Position wird umso notwendiger.

Mit der Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik kommt in der RS-Forschung eine Akzentverschiebung in Richtung auf die auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufe. Ziel dieser Akzentverschiebung ist es, die Präventivebene weiter auszubauen. Dies beruht darauf, daß in den Betriebs- und Sicherheitssystemen aufgrund der konservativen Auslegung ein wesentliches Sicherheitspotential vorhanden ist.

Die F+E-Arbeiten sollen helfen, Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zu entwickeln und die Anlage in den sicheren Zustand auch nach schweren Störfällen zurückzuführen. Dabei ist es notwendig, die Sicherheitsreserven der Anlage auszuschöpfen und die betrieblichen Systeme zur Störfallbeherrschung heranzuziehen. Aufgrund der Ziele nähern sich die F+E-Arbeiten an betriebliche, anlagenspezifische Vorgänge. Der sichere Betrieb und die Betriebsmaßnahmen werden Gegenstand der Arbeiten. Bislang haben sich Industrie und Betreiber bei Arbeiten finanziell beteiligt, wenn Aspekte der industriellen Nutzung und direkter Umsetzung gegeben waren. Es liegt daher auf der Hand, die Forschungsarbeiten dann gemeinsam voranzutreiben und auch zu finanzieren.

Die verschiedenen Einzelvorhaben im Programm Reaktorsicherheitsforschung lassen sich zu folgenden Forschungsschwerpunkten zusammenfassen:

- Komponentensicherheit und Qualitätssicherung
- Transienten und Störfallablaufanalysen
- Mensch-Maschine-Kommunikation
- Risiko und Zuverlässigkeit

In dem Forschungsschwerpunkt **Komponentensicherheit und Qualitätssicherung** stehen F+E-Arbeiten im Vordergrund zur

- Korrosion bei Umgebungs- und Langzeiteinflüssen
- Absicherung moderner Rechenprogrammsysteme zur Bruchmechanik
- Quantifizierung der Sicherheitsreserven von Reaktorkomponenten bei Langzeitbetrieb
- Entwicklung und Erprobung neuer Systeme zur zuverlässigen Beschreibung auch kleiner Fehler von Behältern und Rohrleitungen
- Entwicklung von Systemen zur Früherkennung von Fehlern und Störungen.

Mit zunehmender Betriebsdauer der Kernkraftwerke werden Fragestellungen der langfristigen Betriebsbeanspruchung zunehmend wichtiger. Daher sind Methoden und Verfahren weiter zu entwickeln, die den Zustand der Anlagen und ihrer Komponenten realistisch erfassen und ihre sicherheitstechnische Bewertung erlauben. Hierzu sind Entwicklungen fortschrittlicher Instrumentierungen und moderner Diagnose- und Expertensysteme erforderlich, die on-line den sicherheitstechnischen Zustand auswertbar machen. Rechnergestützte Überwachungs- und Diagnosemethoden gestatten über die Qualitätskontrolle hinaus auch eine Verbesserung der Mensch-Maschine-Kommunikation.

Transienten und Störfallablaufanalysen

Um den realistischen Ansatz fortzuentwickeln, sind nach wie vor Experimente zum thermohydraulischen Verhalten der Systeme notwendig. Dazu werden in der Bundesrepublik die Versuchsanlagen PKL und UPTF betrieben.

In der PKL-Versuchsanlage stehen Fragestellungen des Anlagenbetriebes im Vordergrund:

- Untersuchungen zur optimalen Betriebsweise für das Abfahren bei besonderen Vorkommnissen
- Vereinfachung und Vereinheitlichung von Maßnahmen bei Betriebsstörungen
- Schaffung einer Datenbasis zur Verifikation von Rechenprogrammen
- Aufzeigen der vorhandenen Sicherheitsreserven.

Das Interesse der Industrie an den Versuchen dokumentiert sich auch in der Tatsache, daß sich die Industrie in der langfristigen Förderung immer mit eigenen Mitteln beteiligt hat. Für das nun laufende Projekt teilen sich die Finanzierung Siemens, UB KWU, die Vereinigung der Deutschen Elektrizitätswerke (VdEW) und der BMFT. Der Förderanteil des BMFT liegt bei etwa 40 % der Gesamtkosten.

Das 2D/3D-Projekt hat die Untersuchung der Wirksamkeit der Notkühlung von Druckwasserreaktoren deutscher und amerikanischer Bauart zum Ziel. Es sollen die Phänomene, die mit dem Konzept der kombinierten Einspeisung in die kalten und heißen Stränge im Zusammenhang stehen, eingehend untersucht werden. Der deutsche Beitrag zum trilateralen Projekt zwischen BMFT, JAERI und USNRC ist die Errichtung der Versuchsanlage UPTF und die Durchführung von 30 Versuchen. Davon sind 21 Versuche bereits durchgeführt worden. Die Versuche bestätigen die Wirksamkeit der Notkühlung. Das Durchbrechen des Wassers durch die obere Gitterplatte konnte eindeutig demonstriert werden.

Diese experimentellen Daten werden zur Verifikation des Rechenprogramms ATHLET genutzt.

Ergänzend zur Beherrschung der Auslegungstörfälle ist es im Rahmen der Vorsorgepflicht notwendig, als eine weitere Sicherheitsebene die anlageninternen Nofallschutzmaßnahmen zu entwickeln. Damit sollen auch auslegungüberschreitende Störfallsequenzen beherrscht bzw. ihre Auswirkungen gemildert werden.

Allerdings erfordert die Qualifizierung eines wirksamen anlageninternen Notfallschutzes wesentliche neue Forschungsarbeiten. Die Vorgänge müssen zeitgetreu auf Basis realistischer Abläufe sowie unter Einbeziehung von Betriebssystemen und von Handmaßnahmen simuliert werden. Dies erfordert die Entwicklung schneller und flexibler Analysemethoden und eine Bewertung und Verifikation der Abläufe mit Hilfe von Analysesimulatoren. Auch sind für gezielte AM-Maßnahmen und Prozeduren deren Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und Machbarkeit durch spezifische Experimente oder durch die Fortentwicklung analytischer Modelle nachzuweisen. Dabei ist besonders auf die Verträglichkeit der AM-Maßnahmen mit den bestehenden Systemen zu achten.

Mensch-Maschine-Kommunikation

Das Zusammenspiel von Mensch und Maschine ist bei den kerntechnischen Anlagen wie bei allen komplexen technischen Systemen wegen der Fülle der zu bearbeitenden Information ein grundsätzliches Problem.

Die Untersuchungen haben die Fortentwicklung der technischen Möglichkeiten, z. B. zur umfassenden Zustandsdiagnose einschließlich der umfangreichen menschlichen Eingriffe sowie das Zusammenwirken von Mensch und Leittechnik zum Gegenstand. In diesen Bereich gehören die Entwicklung von Störungsanalysesystemen, die Untersuchung des Potentials von Expertensystemen bis hin zur Verbesserung der Software-Analyse, um die sicherheitstechnischen Vorteile moderner programmierbarer Elektronik nutzbar zu machen.

Für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen wird im wesentlichen schutzzielorientiert vorgegangen, d. h. die Überwachung von Schutzzielen und die Verfolgung der Wirksamkeit der Maßnahmen zu ihrer Einhaltung oder zu ihrer Wiederherstellung steht dabei im Mittelpunkt.

Weil eine praktische Erprobung des Vorgehens in den Anlagen nicht möglich ist, muß die Überprüfung mit analytischen Methoden geschehen. Mit der im Aufbau befindlichen Testwarte soll dafür ein Hilfsmittel bereitgestellt werden, das die Durchführung der erforderlichen komplexen Sicherheitsanalysen auf der Basis realistischer Simulatoren ermöglicht.

Durch den Fortschritt auf dem Gebiet der Datenverarbeitung in den letzten Jahren ergeben sich völlig neue Möglichkeiten für die Steuerung der Anlagen. Rechnergestützte Informations-, Diagnose- und Expertensysteme können hier entscheidende Fortschritte bringen. Dabei sind Auswahl und Darstellung der Informationen mit Sicht auf die Denk- und Handlungsweisen des Menschen, auch unter Streßbedingungen zu klären und geeignete Bewertungsmethoden zu entwickeln. Wichtige zusätzliche Aspekte ergeben sich aus den anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, bei denen unter Berücksichtigung eingeschränkter Systemverfügbarkeiten vom Personal wichtige Eingriffe gefordert werden, für die klare und mit Rücksicht auf die extremen Belastungssituationen leicht verständliche Informationen notwendig sind.

Risiko und Zuverlässigkeit

Probabilistische Sicherheitsanalysen und Risikostudien sind ein unverzichtbares Werkzeug zum Erkennen von Schwachstellen in der Anlage und zum Erreichen der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes, auch im Hinblick auf AM-Maßnahmen. Voraussetzung für die Durchführbarkeit solcher Untersuchungen sind die Erfahrung aus dem Betrieb der Komponenten und aus der Mensch-Maschine-Kommunikation sowie die Rechenprogramme zur analytischen Beschreibung von Störfällen. Dabei muß stets auch gewährleistet sein, daß die notwendige Datenbasis vorhanden ist. Wie die Erfahrung aber zeigt, muß nicht nur die Datenbasis durch gezielte Auswertung von Betriebserfahrungen nachhaltig erweitert, sondern auch die Analysemethodik (Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit, Ermittlung der Fehler aus gemeinsamen Ursachen – common mode, Erweiterung der Rechenprogramme, Verbesserung der Aussagesicherheit) entsprechend fortentwickelt werden. Probabilistische Sicherheitsanalysen werden im nationalen Bereich zunehmend an Bedeutung gewinnen und auch eine notwendige Voraussetzung für die Sicherheitsbeurteilung neuer Reaktorkonzepte sowie von Anlagen des Brennstoffkreislaufs sein.

Reactor Safety Research in France

J. Bussac and R. Zammit¹⁾

Kurzfassung

Die weltweit vorgenommenen Forschungsarbeiten haben bereits einen großen Beitrag zur Verbesserung des Verständnisses für die Sicherheitsreserven in der Auslegung und für die Phänomenologie schwerer Unfälle geleistet. Trotzdem erfordert die Quantifizierung wichtiger Parameter im letztgenannten Bereich noch viel Arbeit.

Die inhärente Verbesserung der Sicherheit, zu der es durch die Einführung des Ziels des anlageninternen Notfallschutzes (accident management) gekommen ist, im besonderen durch die Erstellung eines Maßnahmenkatalogs, basiert zwar auf dem damit erworbenen Wissen, hat aber dazu geführt, daß bestimmten Forschungs- und Entwicklungsprogrammen Vorrang eingeräumt wird.

Wesentliche Anstrengungen sind erforderlich für die richtige Anpassung der Beherrschung potentiell schwerer Unfälle durch die korrekte Diagnose der jeweiligen Situation und durch Prognosemöglichkeiten als Funktion der möglichen schadensbegrenzenden Maßnahmen.

Unter dem gleichen Aspekt ist sicherzustellen, daß bei den Experten, die bei einem Unfall direkt betroffen wären, über ihr Forschungsgebiet hinaus ein hohes Maß an Fachkenntnissen bereitgestellt wird und erhalten bleibt. Mit dieser Methode soll, im wesentlichen in Verbindung mit einer Forschungs- und Entwicklungsmaßnahme, bei allen Betroffenen ein ständiges Sicherheitsbewußtsein in bezug auf potentiell schwere Unfälle geschaffen werden.

Die Verhinderung von Unfällen bleibt aber trotzdem das Hauptziel der für die Sicherheit Verantwortlichen, und die Notwendigkeit, auf Dauer den heute erreichten Sicherheitsstand zu halten, wird in den kommenden Jahren zwangsläufig zu immer stärkeren Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen in bezug auf die Probleme führen, die durch die fortschreitende Alterung der Kraftwerke anstehen.

INTRODUCTION

This paper deals with PWR research only – not with FBR Safety research – and covers programs performed in Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) or in cooperation between CEA and other organizations, especially Electricité de France (EDF) and Framatome in France. Appendix 1 gives the budget for this program in 1988 which includes both public financing and external support.

PWR Safety research can be presented according the three following categories:

- A. Safety in design and construction
- B. Safety in operation and the control of potential accidents
- C. Maintaining safety – aging problems.

The effort consecrated to each category has varied in the past and will continue to do so in the future. At the present stage, emphasis is being given to categories B and C as, due to standardization of the facilities, most of the design and construction adequacy problems have already been solved in a generic manner for each of the successive series of

¹⁾ Jean Bussac, Director of Research, Institut de Protection et de Sureté Nucléaire (IPSN) and René Zammit, Coordinator of Safety Research, CEA, Fontenay-aux-Roses, France

units. Nevertheless new designs are now being studied for future and may require complementary researches. On the other hand, category C will become increasingly important with time.

The general objective is to attain a sufficient level of safety by means of defence in depth strategy. This principle is applied with consideration given to degree of accident severity as a function of the accident probability.

Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) reactor safety research is particularly concerned with improved understanding and the development of evaluation tools so as to be able to assess the adequacy of the lines of the defence in depth. It is, of course, evolving and depends on questions remaining to be solved at a given point in time, brought to light in safety analysis, operating experience feedback and the progress already made. For this reason, it should not be interpreted as reflecting the permanent major safety objectives which are essentially reached and must be retained, but rather that of the additional progress required to reduce, quantify and assume a residual risk which is already considered acceptable.

Appendix 2 includes tables which indicate, for categories A, B and C, the relationship between the existing research programmes and the questions remaining open that they are intended to solve.

For category B research, which is mainly concerned with accident control, without dwelling on the trends which affected the programmes at the beginning of the eighties and which were in fact latent considerably earlier, it can be globally stated that research and development (R&D) has been, and continues to be, strongly influenced by the sequel to the Three Mile Island accident. The acquisition of the resources and knowledge necessary for controlling severe accidents has progressively become the principal objective of the work currently being carried out by CEA, much of which is in collaboration with EDF. The French context is characterized by the fact that the knowledge acquired must be applied to a large and homogeneous set of plants, and hence with pragmatism and prudence. It should not be deduced from this effort to develop procedures for severe accidents that prevention is no longer the first priority. This has always been and remains the principal objective of the defence in depth strategy, which constitutes the basis of the regulatory safety analyses. Besides, most of the new procedures are of an essentially preventive nature, i.e. they are intended to prevent any damage to the core, even in cases where they apply to situations previously considered to lie beyond the design limits.

As concerns the procedures or last resort safeguarding of a core and limiting of the consequences of severe accidents, it must be admitted that the lack of understanding of the mechanisms of damage to a core in degenerated accident situations, of the progression of molten corium, of hydrogen and steam explosions, or of the routes of fission products released in various forms, was such at the end of the seventies, that the efforts since made have not made it possible to obtain accurate and full answers to all the questions and in all circumstances. This explains why a substantial part of the present programmes are concerned with obtaining better understanding in these fields. One highly specific objective is the availability in emergency centres, in the event of an accident, of means of rapidly obtaining diagnostics and prognostics which are as reliable as possible. This necessitates a major effort for qualification and validation of the system of codes used for the realistic calculation of accidental releases. The PHEBUS fission product in-pile global experiment project, for example, results from this requirement.

In the second part of this paper, we describe the present situation and the perspectives for research on prevention, mitigation and management of severe accidents which are occupying the greater part of the research resources of the IPSN (category B).

In category A research, it may be considered that the primary circuit large breach reference accident is satisfactorily covered for existing reactors. The knowledge acquired by means of the PHEBUS large breach and FLASH programmes relating to the behaviour

of fuel and the emission of fission products are now processed and can be used as a basis for giving consideration to changes in the design criteria. The validation of the large breach version of the thermohydraulic CATHARE code is however less advanced than that for small breaches, and will require further effort. The quantification of the safety margins offered by the design with regard to external hazards has made significant progress due to more sophisticated modelling of the effects of missiles and external explosions. Nevertheless in the seismic field, work is continuing with the collection of existing data as well as new data concerning high intensity movements throughout the world (measurement systems are in the process of being installed in California for example), work has also continued with developing a methodology for seismotectonic zoning to better characterize the potential movements at the power plant sites.

In category C research, concerning the retention of safety over the life of the plants, the main research initiative is, at present, devoted to the potential weakening of the primary circuit envelope, particularly as concerns the pressure vessel and the steam generator tubes. Particular efforts have been made to improve the performance and reliability of nondestructive testing. Tests and studies concerning the applicability of the leak-before-break criterion, partly within the framework of the international IPIRG programme, are considered essentially as a means of making progress in evaluation of weakening and the earliness of its detection.

A second research initiative is devoted to evaluating the life span under irradiation of the electronic components and equipment, as well as of the polymer-based cables used in the systems important to safety, particularly in accident cases. Concerning this last point, a test programme is being conducted to determine the effect of accident conditions on the operability of equipment.

Thought is currently being given to the possibility of extending the scope of the studies and research concerning aging to other components and structures important to safety.

RESULTS AND PERSPECTIVES OF RESEARCH AND DEVELOPMENT WITH SPECIAL CONSIDERATION GIVEN TO ACCIDENT MANAGEMENT

Core cooling faults and associated procedures: primary circuit two-phase thermo-hydraulics

Electricité de France (EDF), the operator, the Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) and Framatome, the vendor have jointly developed the CATHARE code. This has been operational since 1984. The latest version released (CATH 1 Version 1.3) has been, in accordance with a rigorous quality control process, qualified in some 200 experiments of an analytical nature and checked in a large number of experiments on system loops for the accident configurations of all plausible types.

The code is currently being used in safety analysis studies by the three French partners, particularly in the fields of accidents beyond design limits.

A new version, CATHARE II, featuring new modules and also a number of new numerical and data processing methods, which is also easier to use, is being developed and should be ready within one year.

A User Club links the French partners and members from other countries, with a view to exchanging operating experience and passing on requirements for code improvements to the CATHARE team (about twenty engineers) in charge of its development and all validation work.

Furthermore, at the request of EDF, with the participation of CEA/ IPSN, the CATHARE models are being integrated into a simulator designed for training plant safety engineers

in both severe accidents, as long as the core is not seriously damaged, and in design studies and safety analyses. This is to be operational within two years.

Of the supporting experimental programmes, the BETHSY loop is particularly noteworthy (simulation of a reactor circuit in 1/100 scale, but using full scale heights), of which the experimental programme has just begun.

Core damage and associated procedure

The behaviour of a core during damage at the moment at which the reobtaining of water enables it to be cooled is probably highly dependent upon the kinetics of the cooling process. The tests already performed, and the Three Mile Island accident itself, show this: in the event of certain forms of cooling, there is a risk of large parts of the core collapsing and forming a mass of debris which is difficult to cool, even under water, which begins to melt and progress downwards. Certain aspects of ultimate operating procedures could be affected.

The PHEBUS severely degraded core in-pile programme is designed to make it possible to study these phenomena, particularly to determine whether oxidation of the cladding is a dominant phenomenon or not. Three tests have been carried out which correspond to these two situations, the fuel being brought to a temperature of approximately 1800 C. For other tests are to follow by mid-1989 in which the following parameters will be varied: degree of cladding oxidation, maximum temperatures attained, kinetics of cooling by steam and by water.

The ICARE code, developed for the purpose, is used in precalculation of the tests and for interpreting the results. It will then be used as a basis for the VULCAIN code of the ESCADRE system.

Safeguarding of confinement and associated procedures

Whatever the safety approach adopted with regard to the phenomena liable to lead to extreme pressure in the containment, whether slowly or suddenly (particularly explosion and/or detonation of hydrogen), studies of containment ultimate strength are necessary. The mechanical problems involved make it necessary to model the behaviour of the structures in the fields in which non-linear phenomena are predominant: plasticity of metals, propagation of cracks, failure of civil engineering materials etc. The work carried out has led to the development of the CASTEM code system, which has been validated by numerous experiments in France. This system correctly predicted the burst pressure of a reinforced concrete containment vessel model on which experiments were performed by SANDIA in the USA during the summer of 1987.

Apart from the capability of withstanding extreme loads, the prior presence of leaks exceeding those specified in the design constitutes a serious risk. In France, particular care has been paid to the means of diagnosing and locating such leaks, as well as forms of action to control them. These different aspects are made allowance for in the drafting of ultimate operating procedure U2. Research and development initiatives are being conducted to determine the retention ratio for radioactive substances on passing through small cracks and openings, in order to obtain far more realistic values than those used at the present time.

Furthermore, EDF and the safety authorities have decided to provide the pressurized water reactors with a system by means of which the operator can avoid failure of the containment in the event of excessive internal pressure. This is the filtered containment venting system which, more specifically, makes it possible, with greater safety, to initiate accident management long before there is any real threat to the integrity of the containment: for example, as the operator knows that, whatever the case, the pressure rise in the con-

tainment can be controlled, it could be interesting to inject water to cool the corium to slow down or prevent penetration of the raft. The research and development programme itself, pursued by EDF and CEA/ IPSN jointly, includes the following stages for finalization of the sand filters:

- a series of laboratory scale tests to determine the principal properties of the sand and the manner of its use: this programme was completed in 1984;
- a series of tests using the PITEAS loop with a sand bed 80 cm deep as planned for the reactor filter, in a drum with a diameter of 1 m, making it possible to verify the results of the laboratory tests and to investigate different operating conditions in transient and steady-state regimes, this programme was completed in 1986;
- the performance of a few tests on a complete full scale system as built and installed at the reactors: this programme is planned to be carried out at the Cadarache Nuclear Testing Centre between 1989 and 1990.

Should the reactor vessel be breached or ruptured, all, or more likely part, of the corium, will quickly reach the bottom of the reactor pit. Whether or not there is water there, a process of erosion of the concrete will begin, of which the kinetics will essentially depend on the quantities of water and corium present. In addition, there will be an increase in pressure in the containment due to the evolution of non-condensable gases and of steam created by the interaction between the corium, concrete and water, in the event of loss of cooling by spraying. Management of the accident concentrates on avoiding penetration of the concrete foundation raft below the reactor vessel well and/or rupture of the above-ground part of the containment. The principal parameters involved are the rate of erosion of the concrete and the rate of pressure rise in the containment.

As concerns R&D, the interaction between corium and concrete has been the subject of major experimental programmes. CEA has contributed to certain of these by the modelling and validation of codes, particularly the German WECHSL code which is now extensively used. On the other hand, few experimental studies corium cooling capability have been carried out. In France, and elsewhere, experiments have been carried out the possibilities of cooling a bed of debris with sodium. This would appear to be ineffective. The difficulty resides in the feasibility of carrying out experiments in water which are sufficiently representative. Besides, theoretical studies show that it would be difficult to ensure cooling by submersion alone.

The conditions under which an explosion or detonation of hydrogen could take place with hydrogen homogeneously distributed in an atmosphere of a given composition are now quite well known. The remaining questions relate to the kinetics of the forming of a given distribution, the explosion-detonation transient as a function of the local fuel-to-oxidant ratio and the geometrical configuration of the location.

CEA has developed means of calculating the distribution of hydrogen (TRIO code) and the effects of an explosion on the containment vessel (PLEXUS code).

Evaluation of accidental releases - Management of accident consequences

Study of the short and long term behaviour of radioactive products for accidents of relatively slow kinetics, with a potential for a relatively heavy release outside the installation after one day, constitutes a current objective.

The corresponding phenomena are extremely complex. A considerable amount of research has been carried out, both concerning modelling and supporting experiments. In certain fields, a basic understanding has now been achieved.

A number of programmes of an analytical nature are nevertheless being continued and scheduled in France, of which the most significant are:

- the HEVA out of pile experimental programme for studies of the emission of radioactive products (quantities and physicochemical nature) with preirradiated then reirradiated fuel elements; five tests are currently being performed;
- the PITEAS Aerosol Physics programme for the accurate observation of condensation of water vapour on soluble and insoluble aerosols, the coalescing of the droplets formed and the settling of the aerosols on walls by diffusiophoresis. The PITEAS experimental chamber is a cylinder with rounded ends of 3 m³ (diameter 1.20 m). Relatively sophisticated instrumentation has been installed. The tests have just begun;
- laboratory experiments with iodine; radiolysis phenomena: division between atmospheric and liquid phases, trapping ratios of gaseous iodine for paints, steels, concrete etc.;
- the TUBA programme, which is planned to start in 1989, concerning the trapping of aerosols in lines, simulating the conditions in the reactor circuits;
- the out of pile experimental study of the emission of radioactive substances during interaction between corium and concrete with, in addition, consideration being given to future tests with real irradiated fuel (energy supplied in situ by the fission products themselves).

All these tests, as well as the others carried out outside France of which the results are or are soon to be available, are intended to validate the corresponding codes of the ESCADRE system.

The main research effort is nevertheless concerned with preparation of the PHEBUS fission product programme (PH/PF), a series of experimental reactor from 1990.

The purpose of this programme is to reproduce in a single installation, under conditions as close as possible to those prevailing in a power reactor, the succession of phenomena from the emission of radioactive products outside the fuel to its arrival in the containment and the exterior, after passing through certain parts of the primary circuit. Insofar as the problems of scale of the circuits and the volumes reproduced do not compromise the representativeness of the phenomena and it is possible to install suitable and sufficiently accurate instrumentation, it should logically be possible to verify all the corresponding design codes. However, certain phenomena will not be represented, such as the interaction between corium and concrete, steam or hydrogen explosions and direct heating of the containment atmosphere, all of each can contribute to additional emission of radioactive products or their partial re-emission.

For the tests, we will use pre-irradiated fuel which will then be reirradiated in PHEBUS, in the form of a cluster of 20 pins with useful length of 80 cm, in order to obtain a representative spectrum of fission products at the moment of the simulated accident. The primary circuit will be represented by the upper internals of the core, by parts of the circuit with pressurizer and pressure relief tank, steam generator tubes and different devices, according to the type of accident tested. The containment will be simulated by an enclosure of approximately 30 m³.

It is planned to carry out five tests, at a rate of one per year from the end of 1990. The experimental programme, of which the principal orientations are established (typical scenarios of breaches and transients, parts of primary circuit involved, dwell time in the containment etc.), will be laid down on completion of the full description of the experimental circuit itself (the principal characteristics are already known and the complete design should be available in 1989), of which the exact nature depends on preliminary studies concerning both the determination of the phenomena to be represented and the effective simulation capabilities.

The cost of this programme, to which CEC is associated by a Convention signed on July 12, 1988, is about 580 million francs.

CONCLUSION

The research work carried out throughout the world has already greatly contributed to improving firstly the understanding of the safety margins in design and secondly the phenomenology of severe accidents. Nevertheless, the quantification of important parameters in the latter field still requires more work.

The intrinsic improvement of safety afforded by the introduction of the objective of accident management, particularly with the preparation of a guide for action, is based on the knowledge thus acquired but has led to priority being given to certain research and development programmes.

A major effort is to be maintained to properly adapt the management of potentially severe accidents by correct diagnostics of the situation and by prognostic capabilities, as a function of the mitigating action possible.

In this same perspective, care must be taken to provide and maintain a very high level of skill, beyond that of the field of research, amongst the experts who would be directly involved in the event of an accident. This approach essentially of inculcating, in all those involved, a safety culture relating to potentially severe accidents, essentially linked to a R&D effort.

The prevention of accidents nevertheless remains the principal preoccupation of those responsible for safety, and the need to durably maintain the level of safety which has now been reached will inevitably lead, in the coming years, to progressively increasing the R&D effort concerning the problems raised by the aging of power plants.

APPENDIX 1

P W R SAFETY RESEARCH 1988 BUDGET	
MAIN ITEMS	
	(in MFF)
* THERMAL HYDRAULICS	68
* SIMULATOR	8
* STRUCTURAL INTEGRITY AND MATERIALS	18
* SEVERE ACCIDENTS	136
● PHEBUS CSD	59
● PHEBUS PF	44
● SAND FILTERS	14
● MISCELLANEOUS (PITEAS, IODINE)	19
TOTAL	230

APPENDIX 2

TABLE INDICATING THE PRINCIPAL TOPICS IN PRESENT RESEARCH AND DEVELOPMENT CONCERNING THE SAFETY OF PRESSURIZED WATER REACTORS

A. Safety in design and construction

(essentially relating to determining the safety margins
with regard to postulated events)

Questions open (1988)	Existing programmes (1988)
<p>1. External hazards</p> <p>Better characterization of earthquakes to be postulated in different French sites.</p>	<ul style="list-style-type: none"> • permanent collection and processing of data concerning strong movements (California, Japan etc.) • development of new methodologies for calculation of spectra, • a first approach to establishing seismo-tectonic zonation
<p>2. Response of structures and components to external hazard</p> <p>a) earthquakes, more accurate calculation of the resistance of structures and weakening of equipment</p> <p>b) margins with regard to collapse for different types of missiles</p> <p>c) Explosions: propagation shock waves within installations from openings</p>	<ul style="list-style-type: none"> • improvement of design tools for structures (containment, primary loop) • behaviour of pipes (elbows): own study and participation in IPIRG programme (leak before break) • development and finalization of advanced modules of the PLEXUS and INCA codes (3D-codes) • development of a calculation code (and subsequent experimental validation)
<p>3. Response of structures and components to internal design basis accident conditions</p> <ul style="list-style-type: none"> • effects of depressurization by large primary breach in internals of reactor vessel and reactor vessel supports • temperature and pressure rise in the event of protected large breach 	<ul style="list-style-type: none"> • development of adapted versions of TRISTANA and PLEXUS codes for nonlinearities • for reference, programme completed (e.g. ECOTRA, REBECA, GRUYER code)
<p>4. Leak before break</p> <p>Applicability of the concept to primary circuit and to steamwater circuit (possible withdrawal of anti-whip devices)</p>	<ul style="list-style-type: none"> • tests on pipe sections and elbows • participation in international programme IPIRG
<p>5. Control and Instrumentation</p> <p>Reliability and performance levels of programmed safeguard systems (microprocessors)</p>	<ul style="list-style-type: none"> • development of a semiautomatic test in tool (OST), on computer, for programmed microprocessors • studies and tests of local data transmission networks

Questions open (Contd.)	Existing programmes (Contd.)
<p>6. Response of primary cooling system and core to design basis accident conditions (LOCA)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● cooling function: improve understanding of safety margins, operating safety systems and procedures to be implemented ● behaviour of fuel and core (for reference, programmes completed) ● release of fission products (for reference programmes completed) 	<ul style="list-style-type: none"> ● development of the CATHARE code (particularly versions (G.B) on the basis of numerous analytical experiments now completed ● validation of CATHARE with integral experiments. Particularly the BETHSY tests: protected single small breaches ● EDGAR out-of-pile programmes hot and cold (irradiated) ● PHEBUS phase II in-pile checking programme (LOCA/GB) ● development of CATHACOMB code FLASH in-pile tests 1 to 5 (fresh and irradiated fuel)
<p>7. Reactivity accidents Confirmation of the harmlessness of the envisaged reactivity accidents (post-Chernobyl context)</p>	<p>Adaption of the PHYSURA calculation code (FBR) for calculation of the maximum interaction energy in the event of dispersal of fuel</p>

B. Operating safety and control of accident situation

Questions open (1988)	Existing programmes (1988)
<p>1. Human factor</p> <ul style="list-style-type: none"> ● perception of risk by operators ● validation of diagnostics and operating aid resources ● ergonomic assessment of control rooms ● rough evaluation of human reliability 	<ul style="list-style-type: none"> ● study of risk perception correlation – operating mode (in situ studies and during training sessions) ● sessions on simulators diverted to the application of procedures A, H and U (full scope 900 and 1300 MWe PWR simulators) ● study of cognitive aspects of man-to-man communication and of organization ● use of the expert system technique to model the operational capability of an operating team
<p>2. Loss of core cooling and associated procedures (prevention of core meltdown)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● validation of early procedures H (H1 to H4) and U3 ● validation of procedures U1 and the state-oriented approach 	<ul style="list-style-type: none"> ● development and validation of CATHARE code (v. A6) ● BETHSY programme (system loop) to validate CATHARE, validate physical basis of procedure determination, study of special cases (v. A6) ● development of an advanced study simulator for all the systems, enabling interactive study of all accident situations necessitating operator action
<p>3. Damage to core and associated procedures</p> <ul style="list-style-type: none"> ● phenomenology of core damaged ● possibilities of ultimate cooling of core-corium in reactor vessel 	<ul style="list-style-type: none"> ● PHEBUS core severely degraded in-pile test programme (PH/CSD) simulating the behaviour of given core areas for 4 typical accident scenarios and certain final cooling modes ● development and validation of ICARE code (core severely damaged) ● theoretical cooling studies of corium
<p>4. Safeguarding of confinement and associated ultimate procedures</p> <ul style="list-style-type: none"> ● risk of hydrogen explosion ● cooling of corium outside reactor vessel and risk of violent corium and water interaction ● calculation of pressure and temperature changes in the containment 	<ul style="list-style-type: none"> ● development of an adapted version of the TRIO 3D code for the distribution of hydrogen ● improvement of means of calculating effects of detonation and of explosion ● theoretical study of risk of interaction between corium and water ● hydraulic behaviour of a selfheating bath ● validation of JERICHO code on results of LACE, DEMONA and MARVIKEN tests

Questions open (Contd.)	Existing programmes (Contd.)
<ul style="list-style-type: none"> ● ultimate strength of containment and associated pressure and leakage ● interaction between corium and concrete: long and medium term behaviour ● filtered containment venting (procedure U5) 	<ul style="list-style-type: none"> ● theoretical and experimental study of leak rates at special points and at penetrations ● participation in the ACE programme ● preliminary study of an in-pile experiment ● full scale validation of filtered containment venting system
<p>Accidental FP releases and management of accident consequences</p> <ul style="list-style-type: none"> ● release of fission products outside core in severe accident ● behaviour of aerosols ● behaviour of iodine ● validity of calculation resources for fission products transfers and releases in severe accidents ● Conditions of implementation of containment filtered venting procedure U5 ● evaluation — prediction of accident situations at emergency centre ● possibilities for accelerating the recovery of contaminated soil after a PWR accident 	<ul style="list-style-type: none"> ● HEVA out-of-pile test programme on irradiated pin sections ● PITEAS AEROSOL out-of-pile tests on changes in a spectrum of particles in a damp atmosphere, validation of the AEROSOLS/BI code ● laboratory tests on the forming of molecular iodine by radiolysis, on the hydrolysis of the iodine and its retention by concrete and painted surfaces and modelling — participation in the ACE programme ● PHEBUS fission products project (PH/PF) experiments for overall validation of accidental discharge design code systems (in-pile) ● development and validation of the ESCADRE code system for the evaluation of accidental discharges ● full scale validation of results of PITEAS filtration programme and development of procedures for full scale use of the system ● SESAME Project: development of means of evaluating and predicting the availability of systems, the condition of the core and the primary circuit and the state of the containment. Creation of an expert system for aid in analysis and decision making ● RESSAC Programme of laboratory tests, at large scale and in situ, to evaluate the potential nuisances, transfer from soil to plants, and development of countermeasure and decontamination techniques

C. Aging – Weakening of equipment and structures

Questions open	Existing programmes
<p>1. Primary system enclosure</p> <ul style="list-style-type: none"> ● embrittlement of reactor steel by irradiation: accurately quantify the effect of the parameters, optimize surveillance ● conditions of weakening of components showing faults ● improvement of non-destructive test performance <ul style="list-style-type: none"> – ultrasonic technique (reactor vessel): stainless steel pipes – eddy current technique (distorted zones of steam generator tubes) 	<ul style="list-style-type: none"> ● irradiation programme in OSIRIS reactor ● study of rupture criteria ● study of the role of phosphorus ● development of calculation tools for dynamic cracking, cracking in plastic media and crack stability ● development of a method of detecting inter or transgranular cracks associated with corrosion starting on the insides of tubes ● processing of ultrasound signals relating to flat defects ● processing of eddy current signals in distorted zones and development of a point sensor ● participation in expert examination of SURRY 2 steam generators ● contribution to PISC 3 programme
<p>2. Control and instrumentation Protection system: determination of test conditions</p> <ul style="list-style-type: none"> ● aging conditions of optical fibres ● aging of cables (polymers) determination of test profiles 	<p>Experimental studies in irradiation enclosures and thermodynamic test enclosures on:</p> <ul style="list-style-type: none"> ● the effects of low dose radiation, of illumination, of temperature (fibres) ● changes in mechanical properties of oxygen consumption and the effect of electrical power (cables) ● the effect of beta radiation

Perspektiven von Expertensystemen in der Reaktorsicherheit

W. Bastl¹⁾

Kurzfassung

Auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit ergibt sich eine breite Palette von Anwendungsmöglichkeiten für Expertensysteme.

Das zukünftige Potential der Expertensysteme gründet sich auf folgende Faktoren:

- eine effektive Speicherung der Information in der Wissensbasis,
- eine rationelle Verwendung umfangreicher Informationsbasen,
- einen interaktiven Dialog,
- die rasche Erstellung von Prototypen.

Hauptsächlich ergeben sich derzeit noch Probleme auf dem Gebiet der Einbringung des Erfahrungswissens, der inhaltlichen Qualifizierung der Wissensbasen sowie bei Kopplungen an technische Prozesse, weil dann in Echtzeit gearbeitet werden muß.

Es ist jedoch zu erwarten, daß in nächster Zeit die praktische Anwendung von Expertensystemen in der Reaktorsicherheit große Fortschritte machen wird.

Als bevorzugte Gebiete seien genannt: Wissensbasen und Analysehilfen für Sicherheitsuntersuchungen, Diagnose- und Übungssysteme für einen sicheren Betrieb und - vor allem im Accident Management - Trainer, Führungssysteme vor Ort oder Informationssysteme in überregionalen Leitzentralen.

Abstract

In the field of reactor safety, there is a broad spectrum of possible applications of expert systems.

The future potential of expert systems is based on the following factors:

- the efficient storage of information in the knowledge basis,
- the efficient use of comprehensive information bases,
- the interactive approach,
- the rapid production of prototypes.

The main problems which are encountered at present relate to the input of knowledge derived from experience, the qualification of the contents of the knowledge bases and to the interfacing to technical processes, as real time work is required in such cases.

However, the practical use of expert systems in reactor safety is expected to make considerable progress.

The following preferred fields should be mentioned: knowledge bases and analysis tools for safety investigations, diagnostic and practising systems for safe operation and, above all in the field of accident management, trainers, in-situ guiding systems or information systems in supraregional guiding centers.

¹⁾ Dr. Werner Bastl, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching

1. Einleitung

Daten mit hoher Geschwindigkeit zu verarbeiten, ist heutzutage selbstverständlich. Informationen aus Datenbanken zu gewinnen und über weltweite Kommunikationsverbindungen an einen bestimmten Ort zu bringen, ist mit existierender Technik zuverlässig und routinemäßig machbar. Datenverarbeitung, Informationsverarbeitung und (neuerdings) Wissensverarbeitung sind die Technologien, mit denen die Informatik in Industrie, Wirtschaft und Verwaltung immer intensiver hineinwirkt und auch beim Thema „Reaktorsicherheit“ nicht haltmacht. Das liegt daran, daß der Computer nicht nur mit Zahlen rechnen kann, sondern auch so programmierbar ist, daß er nach außen Fähigkeiten zeigt, die bei oberflächlicher Betrachtung als bezeichnend für menschliche Intelligenz erscheinen.

Seit einigen Jahren ist der Begriff „Künstliche Intelligenz“ (artificial intelligence) hoffähig geworden. Wegen der den US-Amerikanern eigenen Art, Schlagworte zu finden, die auch im menschlichen Bereich angewendet werden (z. B. Elektronen-Gehirn), sind Mißverständnisse nicht ausgeblieben. Bereits 1950 hat der berühmte englische Mathematiker Alan M. Turing in einer in der Zeitschrift „MIND“ erschienen Betrachtung „Can a machine think?“ das Problem auf das wesentliche reduziert: Natürlich sind Maschinen keine Menschen und werden auch im Denken keine antropomorphen Züge annehmen. Und darüber hinaus, wissen wir genau, was Denken und Intelligenz wirklich ausmacht? Was aber wäre, wenn wir eine Maschine konstruierten, die das, was wir als intelligentes Verhalten bezeichnen, nachspielt, so daß wir nicht mehr entscheiden können, ob wir einen Menschen oder eine Maschine vor uns haben?

Ausschließlich in diesem Sinne ist Künstliche Intelligenz (KI) zu verstehen. Turings Gedankenexperiment war zu seiner Zeit nicht realisierbar. Durch immer leistungsfähigere Rechner sowie Methoden, die sich in der KI-Forschung herauskristallisiert haben, sind wir seit einigen Jahren einer Realisierung wesentlich näher gekommen. Exponent dieser Entwicklung sind vor allem die sogenannten wissensbasierten Systeme, im Schlagwort als Expertensysteme bezeichnet.

Die Wissensverarbeitung eröffnet einerseits völlig neuartige Perspektiven für den Einsatz von Computern und die Anwendung von Informatik und bietet andererseits viele Möglichkeiten, bisherige Verfahren der Daten- und Informationsverarbeitung fehlertoleranter, zuverlässiger, flexibler und benutzerfreundlicher zu gestalten und zu umfassenderen Systemen zu integrieren.

2. Expertensysteme

2.1 Merkmale von Expertensystemen

Ein Expertensystem ist ein wissensintensives Programm, das Probleme lösen kann, die normalerweise eine menschliche Expertise erfordern. Es führt viele der sekundären Funktionen aus, die auch ein Experte ausübt, z. B. Stellen der relevanten Fragen und Erläuterungen des dazugehörigen Hintergrunds. Man kann ein Expertensystem wohl am besten charakterisieren, indem man einen Blick auf seine speziellen Fähigkeiten wirft:

- Heuristisches Argumentieren durch Benutzung von Zusammenhängen, die menschliche Experten als Faustregel bezeichnen.
- Handhabung von symbolischen Beschreibungen und damit Ziehen von Schlußfolgerungen.
- Gleichzeitige Berücksichtigung mehrerer Hypothesen, auch wenn diese unter Umständen im Widerspruch stehen.
- Funktionieren auch mit fehlerhaften und unsicheren (beurteilenden) Daten.
- Erläuterung und Begründung von Fragen und Schlußfolgerungen (Erklärungskomponente).
- Ausgeprägte Dialogfähigkeit, einschließlich Verwendung natürlicher Sprachelemente.

Wie bereits erwähnt „denkt“ ein Expertensystem nicht wie Menschen, es simuliert vielmehr grob das Herangehen eines Experten an ein Problem, trifft Entscheidungen durch Beleuchten der relevanten Kriterien und durch Hypothesenbildung. Anders als der menschliche Experte bezieht sich ein Expertensystem nicht auf Prinzipien, zieht keine Analogieschlüsse oder verläßt sich auf den „gesunden Menschenverstand“. Auch lernen heutige Expertensysteme (noch) nicht selbständig aus der Erfahrung.

Die herkömmliche Datenverarbeitung behandelt auf der Basis (deterministischer) Algorithmen üblicherweise zeitaufwendige, weil in großen Massen anfallende, aber im Prinzip einfache Aufgaben. Im Gegensatz hierzu zielen Expertensysteme unter überwiegender Benutzung heuristischer Information auf Probleme ab, zu deren Lösung es vor allem auf große Erfahrung und Fingerspitzengefühl ankommt. Hier sind sie in aller Regel rentabel, wenn es sich um Fragestellungen handelt, die eine Bearbeitungszeit durch Experten von einigen Minuten bis zu einigen Stunden benötigen würde. Expertensysteme berechnen also nicht aufgrund eines Algorithmus und der jeweiligen Eingabedaten die Lösung, sondern suchen aus einer möglichst großen Menge von Alternativen eine den Zielen naheliegende Lösung (wenn es einen (praktikablen) Algorithmus zur Lösung des Problems gibt, braucht man kein Expertensystem). Es kann jedoch durchaus sein, daß im Verlauf der Lösungssuche auch auf algorithmische Verfahren zurückgegriffen wird.

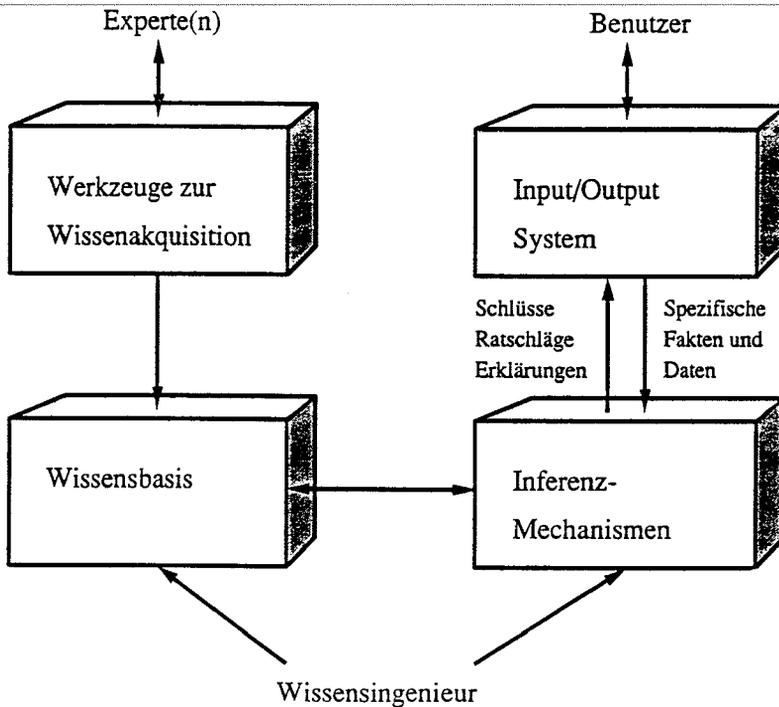
Darüber hinaus erfordert die Repräsentation von Wissensstrukturen in den Expertensystemen eine flexible und auf das Problem ausgerichtete Sprach- und Methodenumgebung (Verarbeitung von Symbolen). Das wird durch sogenannte KI-Methoden und KI-Sprachen (z. B. LISP) ermöglicht. Würde man dazu die herkömmliche Datenverarbeitung heranziehen, so müßten schon beim Entwurf des Expertensystems die Symbole mit hohem Arbeitsaufwand auf Zahlen abgebildet werden.

2.2 Aufbau von Expertensystemen

Die Grundstruktur eines Expertensystems ist in nachfolgendem Bild angegeben. Man unterscheidet die Wissensbasis und die Inferenzmaschine, in der die Methoden zum Bilden logischer Verknüpfungen niedergelegt sind.

Wesentlich ist die Wissensbasis, um hochwertige Expertisen liefern zu können. Sie ist nicht mit einer Datenbasis gleichzusetzen. Beispielsweise wären unter einer Datenbasis die aus einem technischen Prozeß stammenden Daten für einen aktuellen Fall zu verstehen, der in bezug auf Analyse, Diagnose, etc. zu interpretieren ist. Im Gegensatz dazu ist die Wissensbasis die Gesamtheit dessen, was man über die Dynamik des Prozesses, aus Konstruktions- und Betriebshandbüchern oder über physikalische Prinzipien weiß, bis hin zur Betriebserfahrung von Operateuren (z. B. welche Vorgehensweisen in bestimmten Situationen am meisten Aussicht auf Erfolg haben). Dieses Erfahrungswissen (Heuristik) ist das am schwersten zugängliche Wissen, da sich die Personen, die es einsetzen, selten seines Vorhandenseins bewußt sind. Es muß deshalb mühsam den Erfahrungsträgern (Experten) entlockt werden. Diese Aufgabe fällt einer bestimmten Person zu, dem Wissensingenieur (knowledge engineer). Der Wissensingenieur sollte die möglichen Repräsentationsformen des in Frage stehenden Wissens in bezug auf die zu erreichenden Zielsetzungen kennen und eine starke interdisziplinäre Einstellung mitbringen.

Neben der Wissensbasis muß ein Expertensystem eine oder mehrere Methoden zur Herleitung von Schlüssen besitzen. Diese Methoden (inference engines, mechanisms) müssen nicht kompliziert sein, oft führen ganz einfache am schnellsten zum Ziel. Eine der am häufigsten in gängigen Expertensystemen verwendeten (und auch einfachen) Ableitungsmechanismen ist die zielgerichtete Rückwärtsverkettung (goal-directed backward-chaining) bzw. die ereignisgesteuerte Vorwärtsverkettung (event-driven forward-chaining). Zur Verdeutlichung sei gesagt, daß der Ableitungsmechanismus im ersteren Fall der Vorgehensweise bei der Erstellung eines Fehlerbaums, im letzteren Fall der Vorgehensweise bei der Erstellung eines Ereignisbaums entspricht.



Grundstruktur eines Expertensystems

Neuerdings gibt es eine Reihe von Skeletten für Expertensysteme, die sog. shells, die den Wissensingenieur wirksam darin unterstützen, das Wissen in geeignete Repräsentationsformen zu bringen. Es muß also relativ wenig „Programmieraufwand“ im herkömmlichen Sinne getrieben werden und man kann sich voll auf Wissensakquisition und Ableitungsregeln konzentrieren. Der Tatsache, daß ein Expertensystem immer domänenabhängig ist und kein shell alle Anforderungen befriedigen kann, wird durch eine dynamische Erweiterbarkeit (Offenheit) solcher shells Rechnung getragen, z. B. durch Einfügen von Code (in einer KI-Sprache) – statt einfacher Fakten – in die Wissensbasis. Dasselbe gilt für die Inferenzmechanismen.

2.3 Expertensysteme und herkömmliche Informationssysteme

Die bisherigen Ausführungen sollten die Stärke von Expertensystemen verdeutlicht haben. Trotzdem ist festzuhalten, daß es auch eine Reihe herkömmlicher rechnergestützter Informationssysteme gibt, die mindestens in Teilbereichen Eigenschaften von Expertensystemen aufweisen. Dazu einige Bemerkungen.

Expertensysteme sind nichts Geheimnisvolles aus der Zauberküche der Informatiker. Verschiedentlich kann man zwar lesen, das eigentlich Fortschrittliche an „modernen“ Expertensystemen sei die Trennung des Wissens vom Rechencode (d. h. der Inferenz); im Gegensatz dazu sei bei konventionellen Programmen das Wissen im Rechencode verborgen. So groß der Vorteil der Trennung von Wissen und Inferenz ist, man darf sich durch Definitionen von Expertensystemen nicht täuschen lassen, die einen universellen Infe-

renzmechanismus suggerieren. Tatsache ist vielmehr, daß man zwar bestimmte Inferenzmechanismen (z. B. Rückwärts- oder Vorwärtsverkettung) in allen solchen Systemen wiederfinden kann, diese aber domänenabhängig sind und zumeist auch nicht einen Mechanismus, sondern die Kollektion einer Vielzahl für das Wissensgebiet adäquater Mechanismen beinhalten. Prof. Feigenbaum (der Vater der angewandten KI) hat das Wesentliche eines Expertensystems auf der International Joint Conference on Artificial Intelligence 1977 (!) so formuliert: „Die Mächtigkeit eines Expertensystems kommt von dem Wissen, das es besitzt, nicht von den speziellen Formalismen oder Inferenzschemata, die es verwendet.“

Auch ist davon die Rede, daß Expertensysteme auf modernen KI-Techniken aufgebaut und damit mächtiger sind sowie ein breiteres Anwendungsgebiet haben als traditionell organisierte Systeme, weil sie auf dem sog. „symbolic reasoning“ fußen, im Gegensatz zur numerischen und algorithmischen Verarbeitung. Dies ist wohl etwas übertrieben. Wissensbasierte Systeme haben sich auch außerhalb der traditionellen KI-Zirkel entwickelt (man denke nur an Alarm- und Störungsanalysensysteme). Der eigentliche Wert der KI-Techniken liegt in einem erheblichen Produktivitätsgewinn bei der Erstellung der Expertensystem-Software und zwar durch KI-Maschinen und KI-Sprachen.

3. Mögliche Einsatzgebiete von Expertensystemen für die Reaktorsicherheit

Aus dem bisher gesagten wird klar, daß Expertensysteme überall dort erfolgversprechend eingesetzt werden können, wo es darum geht, große Wissensmengen und deren Zusammenhänge dem Benutzer leicht zugänglich zu machen. Entsprechend umfangreich sind die F+E-Arbeiten auf dem Gebiet der Reaktortechnik: Von Planung und Konstruktion über betriebliche Informationshilfen bis hin zu übergeordneten Überwachungsaufgaben und zur Lösung von Steuerungs- und Regelungsproblemen gibt es eine Vielzahl von interessanten Entwicklungsansätzen und Prototypsystemen. Dies ist letztlich darauf zurückzuführen, daß die inzwischen zur Verfügung stehenden Softwarewerkzeuge und speziellen Rechenmaschinen (KI-Maschinen) eine äußerst effiziente Erarbeitung von Expertensystem-Prototypen erlauben und man daher mit vertretbarem Aufwand die Vorteile der neuen Technik gegenüber herkömmlichen Systemen experimentell untersuchen bzw. demonstrieren kann. Vielfach werden die KI-Methoden auch dazu benutzt, bestehende Informationssysteme zu verbessern (z. B. durch Einbau der Fähigkeit, auf Anfrage ausgegebene Informationen zu erläutern oder Gegenfragen zu stellen), die Übergänge vom traditionellen System zum Expertensystem sind daher oft fließend.

Versucht man eine grobe Übersicht, so läßt sich folgendes sagen: Die japanische Industrie macht im Rahmen eines vom Ministry of International Trade and Industry (MITI) geförderten Projekts MMS- NPP (Man Machine System – Nuclear Power Plant) große Anstrengungen, ein Expertensystem zur sicheren Betriebsführung bis hin in den Accident Management Bereich zu entwickeln [1]. Intensive Human Factors Forschung soll für ein Dialogsystem sorgen, das weitgehend auf die Denkabläufe des Benutzers ausgerichtet ist (kognitive Kohärenz). Ein vollausgebautes Prototypsystem soll 1991 zur Verfügung stehen. In Frankreich setzt man derzeit auf spezielle Überwachungssysteme, z. B. für die Eigenbedarfsanlage des Kraftwerks [2]. In den USA konzentrieren sich die Arbeiten auf Zusatzsysteme zur besseren Betriebsführung (z. B. Kernüberwachung und Steuerstabfahren) oder Wartungs- und Inspektionshilfen; recht viele Ansätze gibt es für Expertensysteme zum Internen und Externen Notfallschutz. Darüber hinaus sind in den genannten Ländern Analyserhilfen verschiedener Entwicklungsstufen (z. B. Fehlerbaumanalyse) zu nennen. An Systemen zur Unterstützung des Trainings (unterschiedlicher Zielgruppen) wird gearbeitet.

In der Bundesrepublik Deutschland sind Arbeiten bei Siemens/KWU zu einem Expertensystem für Störfalldiagnose (und zwar zur langfristigen Störfallbeherrschung nach

Reaktorschnellschluß und Ablauf der automatischen Maßnahmen), das in das bestehende PRISCA (Process Information System, Computer Aided) integriert werden soll, zu nennen; weiter die Arbeiten von Interatom zur Entwicklung fortschrittlicher Überwachungsverfahren für Na-gekühlte Reaktoren, des Instituts für Kernenergie und Energiesysteme (IKE) der Universität Stuttgart zum Integrierten Planungs- und Simulationssystem (IPSS), der MPA Stuttgart im Rahmen der Entwicklung eines Expertensystems zur Struktur und Bruchmechanik und der GRS auf den Gebieten Wissensbasierte Datenbanken für Sicherheitsanalysen und Expertensysteme zur Operateurhilfe im Störungs- und Störfall.

Im folgenden wird die Vielzahl von Prototypen durchaus unterschiedlicher Entwicklungsreife hinsichtlich ihrer Applikation in der Reaktorsicherheitstechnik in vier Aufgabenfelder gruppiert, die wichtigen in diesen Aufgabenfeldern zu lösenden Probleme werden erläutert und anschließend wird herausgestellt, wie die zugehörigen Expertensysteme grundsätzlich aufgebaut sind bzw. wo Arbeiterleichterung durch ihren Einsatz zu erwarten ist. Weil zu weit führend, werden dabei die speziellen Vorteile von Expertensystemen gegenüber traditionellen rechnergestützten Informationshilfen nicht im einzelnen diskutiert – hier sei auf die Ausführungen in Abschnitt 2 verwiesen. Ziel ist vielmehr, das Einsatzpotential der Expertensysteme aufzuzeigen und durch die kurze Beschreibung einiger Prototypen zu belegen.

3.1 Planung und Konstruktion

In diesem Bereich spielt Kreativität gepaart mit Erfahrung eine sehr große Rolle. Dessen ungeachtet können durch Erstellung von Konstruktionsprinzipien bestimmte gewünschte Eigenschaften der Komponenten oder des Systems erreicht werden. Mit Hilfe von Prüflisten ist es dann auch möglich, für eine durchgehende und möglichst gleichmäßige Anwendung dieser Prinzipien zu sorgen, wobei diese Listen naturgemäß bereits eine Umsetzung der Prinzipien in Konstruktionsmerkmale enthalten müssen und daher recht umfangreich werden können. Vielfach geht man daher den Weg, die Abfragen allgemeiner zu gestalten. Dadurch kann ein (nicht gewünschter) zu großer Interpretationsspielraum entstehen und zumindest der weniger erfahrene Benutzer erhält nicht die angestrebte Hilfestellung.

In der Reaktorsicherheit zielen die Konstruktionsprinzipien auf die Vermeidung von Schwachstellen bzw. die Erreichung eines gleichmäßig hohen Sicherheitsniveaus in der Anlage. Daher werden im Betrieb oder bei Tests erkannte Schwachstellen laufend verbessert, an einer Anlage aufgetretene Fehler werden grundsätzlich hinsichtlich ihrer Relevanz für andere Anlagen überprüft. Sind zur Behebung dieser Fehler Systemmodifikationen notwendig, ist sorgfältig darauf zu achten, daß dies nicht zu einer Verschlechterung der Anlage in bezug auf andere Störungsszenarien führt. Mit Hilfe von Expertensystemen kann hier eine wesentliche Arbeiterleichterung und bestimmt eine Steigerung in der Konsistenz von Modifikationen und deren Sicherheitsbeurteilung erreicht werden. Die oben genannten Prüflisten können mit der erforderlichen Abfragetiefe ausgestattet und über den Dialogverkehr so flexibel gestaltet werden, daß eine geeignete Anpassung an den Informations- und Wissensstand des Benutzers erreicht wird.

In diesem Zusammenhang ist das amerikanische Expertensystem ADRA (ALARA = 'as low as reasonably achievable' Design Review Assistant) zu nennen [3], das einen wichtigen Teilaspekt bei Systemmodifikationen abdeckt, die radiologische Auswirkung auf das Betriebspersonal. Ziel ist die Reduzierung der Strahlenbelastung nach dem ALARA-Prinzip. ADRA unterstützt den Benutzer bei der Identifizierung von möglichen Verbesserungen der Systemmodifikation im Hinblick auf Reduktion radiologischer Auswirkungen, und bei der Ermittlung der praktischen Umsetzbarkeit dieser Verbesserungen. Die Unterstützung des Beurteilungsvorganges erfolgt in drei Schritten, Anleitung zur hinreichenden Charakterisierung der Modifizierung, Identifizierung des ALARA-Prinzips im Hinblick auf die

geplante Modifizierung und eine Diskussion von Konstruktionsmerkmalen, die für das ALARA-Prinzip anzustreben sind. Schließlich wird die Beurteilung als Hardcopy dokumentiert. Nach Angaben der Hersteller enthält die Datenbasis ungefähr 300 Regeln und repräsentiert 100 Mannjahre an ALARA-Konstruktionserfahrung.

3.2 Sicherheitsanalysen

Sicherheitsanalysen umfassen im wesentlichen vier Aufgabenfelder:

- Dynamische Störfallanalysen
- System-/Zuverlässigkeitsanalysen
- Festigkeits-/Werkstoffanalysen
- Auswertung der Betriebserfahrung

In jedem Fall sind Basis der Untersuchungen umfangreiche Bibliotheken, in denen die Information über die Systemtechnik und über Anlagendaten abgelegt ist. Dazu kommen Ergebnisse aus analytischen Störfalluntersuchungen, Nachrechnungen von aufgetretenen Störungen und aufbereitete Ergebnisse aus der Betriebserfahrung. Mit Hilfe von Expertensystemen kann eine gemeinsame Wissensbasis geschaffen werden, auf die abhängig von dem o.g. Aufgabenfeld der Sicherheitsanalyse gezielt zurückgegriffen werden kann. GRS arbeitet an der Basis eines derartigen Systems, genannt INTAB (= Intensiivierte und erweiterte Sammlung und Auswertung von besonderen Vorkommnissen und Betriebserfahrungen in in- und ausländischen Kernkraftwerken). Derzeit wird systematisch an der Datenbank zur Ablage anlagenspezifischer Information gearbeitet; es wird getrennt nach Sicherheitsberichten, Betriebserfahrungen, u.ä. dokumentiert. Durch Schaffung einer übergeordneten Informationsstrategie und von Querverbindungen zwischen diesen Datenbanken soll eine Expertensystem-Struktur entstehen, die den Anforderungen der für die verschiedenartigen Sicherheitsanalysen notwendigen Informationen genügt.

In diesem Zusammenhang spielen Expertensysteme für Analysesimulatoren eine besondere Rolle. Dort gilt es, aus anlagenspezifischen Daten die sehr umfangreichen Eingabedatensätze der Systemcodes zu gewinnen, die zum Durchrechnen der Störungs- und Störfälle der verschiedenen Reaktortypen benötigt werden. Dabei kommt erschwerend hinzu, daß systemtechnisch gesehen jede Anlage letztlich ein Individuum darstellt, d. h. bei der Ermittlung von Auswirkungen eines bestimmten Ereignisses je nach Reaktoranlage durchaus unterschiedliche Störungsabläufe auftreten können. Die in der Bibliothek des Analysesimulators enthaltenen Modelle der Leit- und Systemtechnik müssen daher modular zusammengestellt werden, um die unterschiedliche Auslegung der Anlagen im Detail zu berücksichtigen. Ausgehend von dieser, in Zukunft ebenfalls durch Expertensysteme unterstützten Zusammenstellung geeigneter Modelle muß auf entsprechende in der Datenbank abgelegte Module zurückgegriffen werden, um die anlagenspezifische Simulation zu erreichen.

Schließlich einige kurze Anmerkungen zu Expertensystemen in System- und Zuverlässigkeitsanalysen. Probabilistische Analysen sind deshalb so erfolgreich, weil sie wegen des systematischen Vorgehens bei der Erstellung von Ereignis- und Fehlerbäumen hervorragend zur Schwachstellenauffindung geeignet sind und damit für ein durchgehend gleiches Sicherheitsniveau der Anlagen sorgen. Leider sind die Analysen wegen des erforderlichen Detaillierungsgrads recht aufwendig. Hier versprechen verschiedene Ansätze von Expertensystemen entscheidende Fortschritte. Erreicht werden soll vor allem

- eine wesentliche Erleichterung der Fehlerbaumerstellung unter Berücksichtigung bisheriger Analysenerfahrung,
- eine Unterstützung bei der Erweiterung und Änderung von Fehlerbäumen,

- eine Prüfung auf logische Konsistenz,
- eine weitgehend gleichmäßige Qualität der Systemanalysen.

Zum Teil enthalten die Expertensysteme auch umfangreiche Informationen über dynamische Prozeßzusammenhänge, was gerade bei der speziellen Form der Analysetechnik, in der Zeitvorgänge kaum modelliert werden können, eine große Hilfe darstellt.

3.3 Sicherheit des Betriebs

Als wichtigste Anwendungsgebiete von Expertensystemen sind hier zu nennen: Störungs- und Störfalldiagnose während des Betriebs, Wartung und Instandhaltung, Training.

Die sicher richtige Entwicklung, in der Warte ein möglichst vollständiges Bild von der Situation der Anlage erhalten zu können, hat im Verbund mit dem raschen Fortschritt der Datenverarbeitung zu einem beträchtlichen Anstieg der Meßsignale geführt (bis etwa 2.000 Analog- und 13.000 Binärsignale). So nützlich diese Einzelinformationen sind, die Interpretation in ihrer Gesamtheit stößt auf Schwierigkeiten, zumal bei auftretenden Störungen. Expertensysteme können wirksam eingesetzt werden, indem das Auffinden der Störungsquellen und die Überwachung der Wirksamkeit von Gegenmaßnahmen systematisch unterstützt werden. Mittel dazu sind auf mitlaufenden Simulationsmodellen abgestützte Diagnosehilfen (im einfachsten Fall abgespeicherte Ereignisbäume), situationsgerechte Einblendung von Informationen, Hilfen bei der Erkennung von Betriebsbereichen (Gefährdungsstufen) und damit die unmittelbare Einbeziehung der jeweils relevanten Betriebsvorschriften. Letzterer Punkt spielt insbesondere bei auslegungsüberschreitenden Störungen und Störfällen und den dann anzuwendenden Prozeduren eine hervorragende Rolle (siehe Abschnitt 3.4).

Grundsätzlich sind derartige Informations- und Diagnosesysteme wie folgt aufgebaut:

- Diagnosemodul: Identifizierung der Ursachen eines anormalen Anlagenverhaltens. Dabei werden verschiedene mögliche Szenarien durchgespielt und verifiziert.
- Statusmodul: Überprüfung des jeweiligen Anlagenzustandes angefangen von der Signalvalidierung über den Komponenten- und Prozeßstatus bis zur Überprüfung der Operateureingriffe im Sinne einer Operateurführung.
- Entscheidungsmodul: Auswahl der optimalen Gegenmaßnahmen. Basierend auf dem erzielten Diagnoseergebnis werden die optimalen Gegenmaßnahmen ermittelt. Ähnlich wie beim Diagnosevorgang werden verschiedene Maßnahmenkataloge durchgespielt und verifiziert.
- Prädiktionsmodul: Ermöglichen vorausschauender Information als Entscheidungshilfe.

Die GRS ist auf dem Gebiet von On-line-Diagnosesystemen seit Jahren sehr aktiv. Ausgehend von der Entwicklung eines rechnergestützten Störungsanalyse-systems schälten sich generische Ansätze, d. h. Methoden heraus, mit Hilfe derer es relativ einfach wurde, prozeßdynamische Wissensbasen aufzubauen. Wissensbasen, die die Eigenschaft haben, auch die Zeit als wesentlichen Faktor in Betracht zu ziehen, gibt es noch sehr wenige. Insbesondere kommt bei den Arbeiten der GRS der integrative Ansatz - logische und numerisch basierte Systeme einzusetzen - zum Tragen.

In jüngsten japanischen Entwicklungen werden Überlegungen zur Schnittstellengestaltung angestellt, die weit über das hinausgehen, was üblicherweise als benutzerfreundlich bezeichnet wird. Es geht darum, die kognitiven Prozesse eines mit Diagnoseaufgaben befaßten Operateurs explizit zu berücksichtigen. Man will „Kognitive Kohärenz“ zwischen dem Benutzer und dem System erreichen, d. h. eine Anpassung des Informationsgehalts und der dynamischen Informationsabfolge entsprechend dem Hintergrundwissen und der Erwartungshaltung bzw. dem situationsbedingten Bedarf des Operateurs [4].

In der Fehlerdiagnose mechanischer Komponenten spielt die sog. Mustererkennung eine besondere Rolle. Muster können in der einfachsten Form eine Anzahl von Meßsignalen sein, aufbereitete Meßsignale (in der Form von Spektren oder Korrelationsfunktionen) oder auch Meßsignale angereichert mit einer Reihe von Erfahrungswerten. Um mit hoher Aussagesicherheit zu einer möglichst selektiven Fehlererkennung zu kommen, erfolgt die Analyse in folgenden Schritten:

- sorgfältige Ermittlung und Dokumentation der Referenzmuster für die neuen (ungeschädigten) Komponenten (während der Inbetriebnahme der Reaktoren)
- laufende Adaption der Referenzmuster an Betriebsvorgänge
- (Sammlung von Erfahrung)
- Ablage dieser Erfahrung in der Wissensbasis
- mit wachsender Erfahrung immer präzisere Interpretation der Muster in bezug auf „echte Abweichungen“ vom Normalzustand, d. h. auf Fehlererkennung.

Die GRS arbeitet derzeit daran, diese Systeme durch Einsatz von KI- Methoden weiter zu verbessern, insbesondere die Erklärungskomponente zu stärken (was bei den komplizierten Zusammenhängen sehr wichtig ist) und damit die Benutzung zu erleichtern. Ein weiterer Schritt wäre die probabilistische Bewertung der Aussagen des Expertensystems. Diese Bewertung wurde in einem für die Anlage PILGRIM in den USA entwickelten Diagnosesystem für Dieselgeneratoren bereits eingeführt [5]. Damit wird erreicht

- eine Quantifizierung der Aussagesicherheit nach jedem Bewertungsschritt der beobachteten Symptome,
- die Möglichkeit, während des Diagnoseprozesses schrittweise weitere Symptome zu integrieren und damit die Aussagesicherheit zu erhöhen,
- die Möglichkeit, neue Symptome dem bestehenden Diagnosemodell hinzuzufügen, ohne die Integrität des bestehenden Systems zu stören.

Ganz allgemein ist die Stärke von Expertensystemen für Wartung und Instandhaltung zu nennen, wo es darauf ankommt, Effekte hohen Risikos aus einer sehr großen Vielfalt von Einflußfaktoren auszusortieren und optimale Prüfungs- und Wartungsstrategien zu entwickeln. Ein von Combustion Engineering entwickeltes System [6], das zunächst auf die Prüfung von Dampferzeuger-Heizrohren ausgerichtet wurde, weist hin auf

- die Anzahl von zu untersuchenden Rohren,
- geeignete Prüfmuster,
- erweiterte Testempfehlungen,
- die zu benutzenden Prüfgeräte.

Aus der Grundeigenschaft von Expertensystemen, im Dialogverkehr dem Benutzer Hilfeleistung für die Lösung seiner Probleme zu geben, läßt sich unmittelbar ihr Potential als Trainer ableiten. Einer Sonderstellung kommt hier on-line Diagnosesystemen zu, die mit Echtzeiteigenschaften ausgestattet sein müssen, um den mit fortschreitender Zeit sich ändernden Prozeßzustand folgen und damit aktuell diagnostizieren zu können. Vor allem in Verbindung mit Trainingssimulatoren ermöglichen sie daher eine wesentliche Intensivierung des Trainingsprogramms in bezug auf Erkennen von Störungsszenarien, Finden von Fehlerursachen, Abschätzen des weiteren Störungsverlaufs, u.ä. Besondere Bedeutung kommt diesen Trainingsmöglichkeiten im Zusammenhang mit dem Einsatz von Accident Management-Maßnahmen zu.

3.4 Accident Management

Bei der Anwendung von AM-Maßnahmen werden an Umfang und Inhalt von Informationen für den Operateur hohe Anforderungen gestellt. Die Maßnahmen sind situationsbezogen konzipiert (z. B. bleed and feed, station blackout), und sie beziehen neben den Sicherheitseinrichtungen auch Betriebssysteme mit ein. Insofern kann der Operateur flexibel reagieren und hat im allgemeinen mehrere Wege, mit dem Störfall fertig zu werden. Für einen Erfolg des Accident Management sind mithin drei Punkte Voraussetzung: Die einwandfreie Erkennung des Anlagenzustands in bezug auf die einzusetzende AM-Prozedur, die Kenntnis über die Verfügbarkeit der Systeme, die Überwachung der richtigen Abfolge der Eingriffe sowie die Information über deren Wirksamkeit.

Weltweit existiert bereits eine Reihe von Prototyp-Expertensystemen, die darauf ausgerichtet sind, dem Benutzer in derartigen Störfallsituationen die nötige Hilfestellung zu leisten. Hinsichtlich der Zielsetzung sind zu unterscheiden On-line-Systeme zur Unterstützung des Operators, Informationssysteme in Expertenzentren vor Ort, Informationssysteme in überregionalen AM-Zentren. Trotz der notwendigen unterschiedlichen Ausrichtung auf die drei genannten Benutzergruppen lassen sich die Aufgaben derartiger Systeme wie folgt beschreiben:

- Ermittlung des Anlagenzustands
 - Physikalischer Zustand des Prozesses
 - Betriebsbereitschaft aller sicherheitsrelevanten Komponenten und Systeme
 - Betriebliche Einschränkungen oder Grenzbedingungen aufgrund des Status von Komponenten und Systemen
 - Einordnung der Anlagensituation in eine bestimmte Störfallklasse (einschließlich Begründung)
 - Entscheidungshilfe für die einzusetzende Prozedur
- Einsatz und Ausführung der AM-Prozeduren
 - Vorausschauende Analyse der Wirkung von AM-Maßnahmen
 - Optimierung der Schritte, in denen die AM-Prozedur umgesetzt wird
 - Überwachung der durchzuführenden Schritte
 - Informationen über die Wirkung der Maßnahmen

Als besonders interessante Entwicklungen in diesem Zusammenhang sind der Reactor Emergency Action Level Monitor von EPRI und das Reactor Safety Assessment System von NRC zu nennen; letztere Entwicklung erfolgt im engen Erfahrungsaustausch mit der GRS, die sich ihrerseits mehr auf AM-Expertensysteme konzentriert, die vor Ort eingesetzt werden können. Weitere geplante Entwicklungslinien betreffen den Einsatz für ausgewählte Prüf- und Trainingsaufgaben. Hingewiesen sei in diesem Zusammenhang auf den Analysesimulator bzw. die Testwarte, die auf die Prüfung von Prozeduren ausgerichtet ist (siehe auch die Beiträge „Reaktorsicherheitsforschung – Ergebnisse und Perspektiven“ von M. Banaschik und „Analysesimulator, ein Werkzeug zur Beurteilung schutzzielorientierter Maßnahmen“ von D. Beraha et al.)

4. Zusammenfassung

Aus den diskutierten Beispielen ergibt sich für das Gebiet der Reaktorsicherheit eine breite Palette von Anwendungsmöglichkeiten: Bei der sicherheitsgerichteten Auslegung von Systemen (insbesondere bei Modifikationen aufgrund von Rückflüssen aus der Betriebserfahrung), auf dem Gebiet der Sicherheitsanalysen (Analysesimulator, Fehlerbaumanalyse), für die Sicherheit im Betrieb einschließlich Accident Management (Dia-

gnosesysteme) und nicht zuletzt für Wartungsaufgaben sowie Trainingszwecke. Das zukünftige Potential der Expertensysteme gründet sich auf folgende Faktoren:

- Effektive Speicherung der Information in der Wissensbasis
 - Minimierung der Stellen, an denen dieselbe Information gespeichert ist
 - Strenge Relation der abgelegten Informationen untereinander (z. B. Systemtechnik und Betriebserfahrung)
 - Änderungs- und Erweiterungsmöglichkeit der Informationsbasis (z. B. Einbringen von Systemmodifikationen)
 - Überprüfung der eingegebenen Informationen durch Konsistenzalgorithmen (Erreichen einer fehlerfreien Wissensbasis)
- Rationelle Verwendung umfangreicher Informationsbasen
 - Großes Reduktionspotential bei Abfragen (rasche Hinführung auf relevante Antworten)
 - Ziehen von Schlußfolgerungen, auch nach Faustregeln
 - Arbeiten mit unvollständigen Informationen
 - Berücksichtigung unterschiedlicher Hypothesen
- Ermöglichung eines intensiven interaktiven Dialogs
 - Rückfragen des Systems (einschließlich Begründung)
 - Beantwortung von Fragen (einschließlich Erläuterung)
 - Hinweise auf offene Punkte
 - Benutzerhilfen für geeignete Informationsdarstellung
- Rasche Erstellung von Prototypen
 - Die nun verfügbaren KI-Rechner ermöglichen den effektiven Einsatz von KI-Programmen, die in LISP oder ähnlichen Sprachen geschrieben sind
 - Auch bei ursprünglich nicht vollständig zu beschreibender Zielsetzung rasche Entwicklung von Prototypen

Bei all diesen ganz offensichtlichen Vorteilen der Expertensysteme dürfen einige – wenn auch durchaus lösbare – Probleme nicht übersehen werden. Genannt sei hier die Einbringung des Erfahrungswissens (wobei es nicht nur persönliche, sondern oft auch formale Schranken gibt) sowie die inhaltliche Qualifizierung der Wissensbasen. Auch muß vor allzu großer Euphorie bezüglich der Universalität der Systeme gewarnt werden; vermutlich noch geraume Zeit werden Expertensysteme so stark domänenabhängig bleiben, daß man sich auf Insellösungen beschränken muß. Auf die Reaktorsicherheit bezogen bedeutet dies z. B. getrennte Expertensysteme für Werkstoff- und Festigkeitsfragen einerseits und für Anlagentechnik und Störfalldynamik andererseits.

Im Bereich der Methodenentwicklung ist der Schwerpunkt besonders auf die Anwendung von Expertensystemen auf dynamische Prozesse zu legen. On-line Echtzeitexpertensysteme sind noch immer wissenschaftliches Neuland, da es sich bei den meisten existierenden Systemen um sog. Schnappschußsysteme handelt, die die Historie des Prozeßverlaufs nur ungenügend einbeziehen. Spezielle Wissensrepräsentationen und Ableitungen, die weit über das übliche Schema hinausgehen, müssen deshalb entwickelt werden. KI-Methoden bieten neben heute gängigen Dialogtechniken (Bildschirm, Tastatur, Lichtgriffel, etc.) nun auch Ansätze zur Sprachein- und -ausgabe, was eine weitere Verbesserung der Benutzerschnittstelle in Aussicht stellt. Allerdings sind auch hier noch erhebliche Entwicklungsarbeiten zu leisten.

Der eigentliche Durchbruch zur praktischen Anwendung von Expertensystemen in der Reaktorsicherheitstechnik ist noch nicht erreicht, aber in nächster Zeit zu erwarten. Als bevorzugte Gebiete sind zu nennen: Wissensbasen und Analysehilfen für Sicherheitsuntersuchungen, Diagnose- und Übungssysteme für einen sicheren Betrieb und – vor allem im Accident Management – Trainer, Führungssysteme vor Ort oder Informationssysteme in überregionalen Leitzentralen.

5. Literatur

- [1] Kato, K. et al.:
MITI Project on Advanced Man-machine Systems for Nuclear Power Plants: Its Objectives, Functions, and Present Developmental Status
International Seminar on Human Interface, Kyoto, Japan, 22. – 23. Februar 1988
- [2] Combe, M.:
Evolution of the Electro-nuclear Power Plants Operating System
IAEA Specialists Meeting on Operational Experience with Control and Instrumentation Systems in Nuclear Power Plants
Brüssel, Belgien, 4. – 6. November 1987
- [3] Brits, J.S.:
Development of „ADRA“, an ALARA Design Review Assistant
American Nuclear Society Topical Meeting, Snowbird, USA, 31. August – 2. September 1987
- [4] Mizumoto, T., et al.:
Development of Knowledge-Based Operator Support System for Japanese PWRs
International Conference on Man-Machine Interface in the Nuclear Industry, Tokio, 15. – 19. Februar 1988
- [5] Bley, D.C., J.W. Read und J.K. Liming:
An Expert System for Diesel Generator Diagnostics
American Nuclear Society Topical Meeting, Snowbird, USA, 31. August – 2. September 1987
- [6] Rzasa, P., und C. Neuschaefer:
An Expert System for Planning Steam Generator Inspections
American Nuclear Society Topical Meeting, Snowbird, USA, 31. August – 2. September 1987

Die Bedeutung von Großexperimenten für die Entwicklung und Verifikation von Thermohydraulik-Rechenprogrammen

K. Wolfert, B. Riegel, H. Sonnenburg¹⁾

Kurzfassung

Seit mehr als 20 Jahren werden von der GRS im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie Rechenprogramme zur Simulation von Störfällen in Druck- und Siedewasserreaktoren entwickelt.

Während bis etwa 1980 die Bereitstellung von Rechenprogrammen zur Analyse von Auslegungstörfällen im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens im Vordergrund stand, wird seitdem verstärkt eine realistische, das heißt möglichst wirklichkeitsnahe Simulation des gesamten Störfall- und Unfallspektrums gefordert.

Die hierfür erforderlichen Arbeiten werden in der GRS mit hoher Priorität durchgeführt. Dabei wird sowohl bei der Entwicklung als auch bei der Verifikation der Rechenprogramme auf die Ergebnisse experimenteller Untersuchungen zurückgegriffen. In diesem Zusammenhang kommt den Großexperimenten eine besondere Bedeutung zu. Unter Großexperimenten wollen wir Einzeleffektexperimente mit einer Nachbildung von Reaktorkomponenten im Maßstab 1:1 und Integraleexperimente mit der Nachbildung des Primär- und Sekundärkreislaufs verstehen. Einzeleffektexperimente mit einer Nachbildung von Reaktorkomponenten im Maßstab 1:1 stellen die Grundlage für die zielgerichtete Entwicklung und Verifikation von Modellen zur Beschreibung großräumiger, in der Reaktoranlage zu erwartender Phänomene dar. Integraleexperimente ermöglichen die Überprüfung des Zusammenwirkens aller Einzelmodelle.

Durch ein systematisches Vorgehen bei der Entwicklung und Verifikation wird sowohl eine realistische Beschreibung der in der Reaktoranlage zu erwartenden physikalischen Phänomene sichergestellt, als auch eine umfassende Verifikation des Gesamtprogramms gewährleistet.

Abstract

For more than 20 years, GRS has been engaged, on behalf of the Federal Ministry for Research and Technology, in the development of computer codes for the simulation of incidents in pressurized and boiling water reactors.

While until about 1980, major emphasis was on the provision of computer codes for the analysis of design basis accidents within the scope of the nuclear licensing procedure, emphasis has been shifting to a simulation of the entire spectrum of incidents and accidents which is as realistic as possible.

The work required in this context is carried out at GRS where it is given a high degree of priority. The results of experimental investigations are used for both the development and the verification of computer codes. In this context, large-scale experiments are of particular importance. Large-scale experiments are understood as single effect experiments where reactor components are modelled at a scale of 1:1 and as integral experiments involving the modelling of primary and secondary circuits. Single effect experiments

¹⁾ Dr. Klaus Wolfert, Dr. Bernd Riegel und Dipl.-Ing. Heinz-Günther Sonnenburg, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

involving a modelling of reactor components at a scale of 1:1 constitute the basis of a purposeful development and verification of models for the description of large-volume phenomena such as they are anticipated in the reactor plant. Integral experiments permit the verification of the interaction of all the individual models.

A systematic approach in the development and verification ensures both a realistic description of the physical phenomena to be anticipated in the reactor plant and a comprehensive verification of the entire program.

Einleitung

Seit mehr als 20 Jahren werden im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung Rechenprogramme entwickelt, um die Werkzeuge für eine sicherheitstechnische Analyse von Störfallabläufen bereitzustellen. Hierbei wird sowohl bei der Entwicklung der Rechenprogramme als auch bei deren Verifikation auf die Ergebnisse experimenteller Untersuchungen zurückgegriffen.

Sieht man auf die mehr als 20-jährige Programmentwicklung zurück, so stellen sich folgende Fragen:

1. Wurde das Ziel, abgesicherte Rechenprogramme für die sicherheitstechnische Bewertung der Systemauslegung im Rahmen von Genehmigungsverfahren bereitzustellen, erreicht?
2. Ergaben sich in den vergangenen Jahren neue Anforderungen an die Entwicklung und Verifikation der Rechenprogramme?
3. Ist die experimentelle Datenbasis für die Entwicklung und Verifikation der Rechenprogramme ausreichend, welche Bedeutung kommt hierbei den Großexperimenten zu?

Im folgenden Beitrag soll für den Bereich des Primär- und Sekundärkreislaufs von leichtwassergekühlten Kernreaktoren auf diese Fragen eingegangen und hierbei insbesondere die Bedeutung von Großexperimenten aufgezeigt werden.

1. Wurde das Ziel, abgesicherte Rechenprogramme für die Bewertung der Systemauslegung im Rahmen von Genehmigungsverfahren bereitzustellen, erreicht?

Zur Analyse von Störfallabläufen werden seit vielen Jahren umfangreiche Rechenprogramme entwickelt. Die Verifikation der Programme erfolgt anhand der Voraus- und Nachrechnung von Reaktorsicherheitsexperimenten. Die experimentelle Datenbasis umfaßt sowohl Einzeleffektexperimente zur Untersuchung spezieller Phänomene als auch Integralexperimente. Es werden Versuche mit unterschiedlicher Anlagenkonfiguration, mit unterschiedlicher geometrischer Skalierung und unterschiedlichen Versuchsrandbedingungen herangezogen. Unter geometrischer Skalierung verstehen wir das Größenverhältnis zwischen den Längenabmessungen der Versuchseinrichtung zu den Original-Abmessungen des Reaktors.

Unsicherheiten in der Störfallsimulation, die sich aufgrund

- der Beschreibung der physikalischen Phänomene,
- des Detaillierungsgrades in der Nachbildung von Primär- und Sekundärkreislauf, oder der mathematischen Lösungsverfahren

ergeben, werden bei der Bewertung der Reaktorauslegung im Rahmen von Genehmigungsverfahren durch konservative Rechenannahmen abgedeckt.

Unter Berücksichtigung aller uns vorliegenden Forschungsergebnisse kann festgestellt werden, daß die verfügbaren Rechenprogramme eine abgesicherte Bewertung der Reaktorauslegung ermöglichen.

2. Ergaben sich in den vergangenen Jahren neue Anforderungen an die Entwicklung und Verifikation der Rechenprogramme?

Während bis etwa 1980 die Bereitstellung von Rechenprogrammen zur Überprüfung der Systemauslegung im Rahmen von Genehmigungsverfahren im Vordergrund stand (die, wie in den Leitlinien der Reaktorsicherheitskommission festgehalten, auf konservativen Rechenannahmen basieren), wird seitdem verstärkt eine realistische, d. h. möglichst wirklichkeitsnahe Störfallsimulation mit Quantifizierung der verbleibenden Unsicherheiten gefordert.

- Eine realistische Störfallsimulation ist für die Erarbeitung und Bewertung von Abfahr- und Störfallprozeduren unverzichtbar. Die in letzter Zeit diskutierten Fragen zum anlageninternen Notfallschutz haben diese Forderung unterstrichen. Die Zugrundelegung unrealistischer Störfallsimulationen können sowohl zu falschen Schlußfolgerungen bei der Erarbeitung und Bewertung von Prozeduren als auch zu Irreführungen des Operateurs bei der Umsetzung der vorgegebenen Anweisungen führen.
- Für die Ausbildung und das Training von Operateuren sind ebenfalls realistische Störfallsimulationen erforderlich. Während sich jedoch in der Vergangenheit die Schulung im wesentlichen auf den Bereich des Normalbetriebs, der betrieblichen Störungen und der Auslegungsstörfälle konzentrierte, ist zukünftig eine wesentliche Erweiterung dieses Bereichs mit Einbeziehung auslegungsüberschreitender Störfälle zu erwarten.
- Probabilistische Sicherheits- und Risikoanalysen erfordern eine realistische Störfallsimulation und die Quantifizierung der verbleibenden Unsicherheiten.
- Eine weitere Forderung zur realistischen Störfallsimulation mit Quantifizierung der Unsicherheiten resultiert aus der Absicht, bei der Bewertung der Systemauslegung im Rahmen des Genehmigungsverfahrens von Analysen mit konservativen Rechenannahmen abzugehen.

Neben der Forderung, den Störfallablauf möglichst wirklichkeitsnah zu beschreiben, stellt die zunehmende Ausweitung des Anwendungsbereichs der Rechenprogramme erhöhte Ansprüche an Entwicklung und Verifikation. In Bild 1 sind ab dem Jahr 1970 die Schwerpunkte der Rechenprogrammentwicklung, charakterisiert durch die jeweils im Vordergrund stehenden Stör- bzw. Unfallspektren, aufgezeigt.

Zwischen 1970 und 1985 wurden die Programme zur Analyse der Auslegungsstörfälle entwickelt. Zentrale Frage war die Auslegung der Notkühlsysteme und die Auslegung des Sicherheitsbehälters. Hierbei können zwei Zeitbereiche unterschieden werden.

In den Anfangsjahren konzentrierten sich die Arbeiten auf die Untersuchung des großen Bruches, d. h. auf die Untersuchung des vollständigen Abrisses einer Hauptkühlmittelleitung. Bei der Programmentwicklung standen vor allem die Modelle zur Simulation der Kernkühlung sowie die Modelle zur Ermittlung des Druckaufbaues und der Druckdifferenzen im Sicherheitsbehälter im Vordergrund.

Ab etwa 1978 verlagerte sich der Entwicklungsschwerpunkt auf den Bereich der Transienten und der kleinen Lecks. Die Ergebnisse der Risikostudien, die die Bedeutung dieser Störfallsequenzen aufzeigten, trugen wesentlich zu dieser Neuorientierung bei. Der Unfall in Three Mile Island beschleunigte diesen Vorgang. Für die Programmentwicklung ergaben sich hieraus neue Aufgaben. Die Simulation von Transienten und kleinen Lecks erforderte vor allem die Entwicklung von Modellen zur Beschreibung eines erweiterten Spektrums thermofluidynamischer Phänomene, eine erweiterte Komponenten- und Systemnachbildung sowie die Kopplung der Neutronenkinetik mit der Thermofluidynamik.

Ab etwa 1985 verschoben sich die Prioritäten innerhalb der Entwicklungsarbeiten auf den Bereich der auslegungsüberschreitenden Störfälle und auf Unfälle mit Kernzerstörung. Für die Programmentwicklung bedeutet dies eine wesentliche Erweiterung des Modell-

1970		Kernkühlung
	GROSSER BRUCH	
1975		Belastungen des Sicherheitsbehälters
	TRANSIENTEN	Zusätzliche thermofluidynamische Phänomene
		Erweiterte Komponentennachbildung
	KLEINES LECK	Erweiterte Systemnachbildung
		Kopplung Neutronenkinetik - Thermohydraulik
1985	AUSLEGUNGS- ÜBERSCHREITENDE STÖRFÄLLE	Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Unzureichende Kernkühlung, Kernschmelzen Spaltproduktverhalten im Reaktorkühlsystem
	UNFÄLLE MIT KERNZERSTÖRUNG	Spaltprodukte und brennbare Gase im Sicherheitsbehälter
1990		

Bild 1: Schwerpunkte der Programmentwicklung

umfanges. Es sind sowohl die flexiblen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in der Stör- und Unfallsimulation zu berücksichtigen als auch die Modelle zur Beschreibung der Kernzerstörung und des Spaltproduktverhaltens im Reaktorkühlsystem sowie die Modelle zur Beschreibung des Verhaltens der Spaltprodukte und brennbarer Gasgemische im Sicherheitsbehälter weiterzuentwickeln. Wir können feststellen, daß sich aus der Forderung nach einer realistischen Störfallsimulation und einer Ausweitung des Anwendungsbereiches neue Anforderungen an die Entwicklung und Verifikation der Rechenprogramme ergeben.

3. Ist die experimentelle Datenbasis für die Entwicklung und Verifikation der Rechenprogramme ausreichend, welche Bedeutung kommt hierbei den Großexperimenten zu?

Sowohl bei der Entwicklung als auch bei der Verifikation von Thermohydraulik-Rechenprogrammen wird auf die Ergebnisse experimenteller Untersuchungsprogramme zurückgegriffen. Experimentelle Befunde von Einzeleffektexperimenten geben Auskunft über physikalische Phänomene und sind Grundlage für die Erarbeitung thermofluidynamischer Modellansätze. Zur Verifikation des Gesamtprogramms werden vor allem Integralexperimente mit Nachbildung des Primär- und Sekundärkreislaufes herangezogen.

In diesem Zusammenhang stellt sich die Frage, inwieweit die experimentelle Datenbasis den erhöhten Anforderungen, d.h. der Forderung nach einer möglichst realistischen Störfallsimulation, gerecht wird. Hier wiederum kommt der Frage, inwieweit die bei einem Störfall in der Reaktoranlage auftretenden physikalischen Phänomene im Versuchsstand richtig simuliert werden, zentrale Bedeutung zu. So muß z. B. für jeden Einzelfall untersucht werden, ob das physikalische Phänomen in einer gegenüber der Reaktorgeometrie verkleinerten Versuchsanlage reaktortypisch wiedergegeben wird.

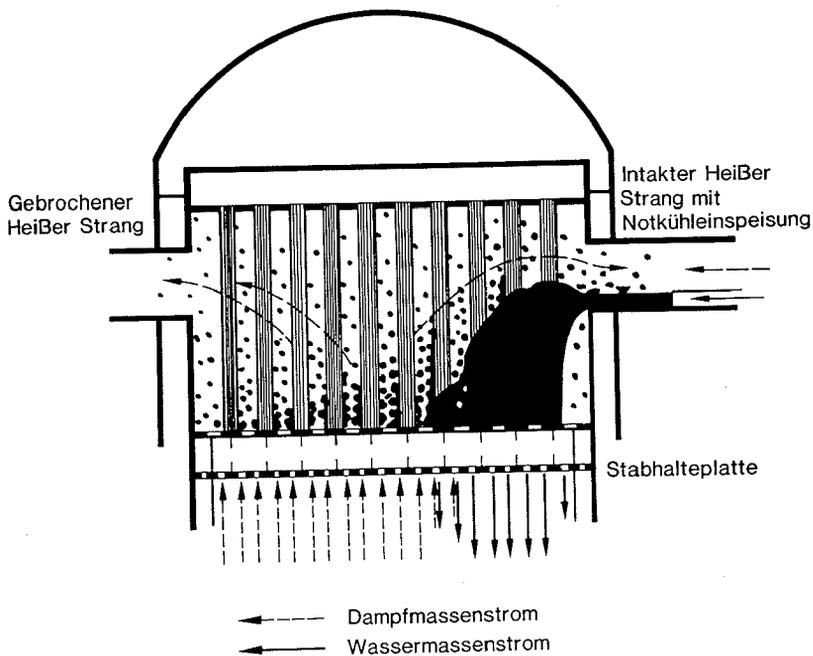


Bild 2: Phänomene im Oberen Plenum bei heißseitiger Notkühleinspeisung

Anhand von zwei Beispielen soll die Bedeutung der Versuchsstandskalierung und damit die Bedeutung von Großexperimenten für die Programmentwicklung und Programmverifikation exemplarisch aufgezeigt werden.

Das erste Beispiel betrifft die großräumigen Strömungsverhältnisse im oberen Plenum und an der Stabhalteplatte bei einem Druckwasserreaktor mit heißseitiger Notkühleinspeisung.

In Bild 2 sind die Dampf- und Wassermassenströme im oberen Plenum und an der Stabhalteplatte schematisch dargestellt. Das über die heißseitigen Stränge eingespeiste Notkühlwasser strömt in das obere Plenum und von dort über die Stabhalteplatte in den Kern. Überlagert ist dieser Vorgang von Kondensationsprozessen zwischen dem eingespeisten Notkühlwasser und dem aus dem Kernbereich und den intakten Strängen zuströmenden Dampf.

Bezüglich der Kernkühlung und der Spaltproduktrückhaltung bei einem eventuellen Kernschaden sind folgende Fragen von größter Bedeutung:

- Inwieweit behindert der im Kernbereich entstehende und nach oben strömende Dampf das Eindringen des Notkühlwassers in den Kern?
- In welchen Bereichen und mit welcher Unterkühlung dringt das heißseitig eingespeiste Notkühlwasser in den Kern ein?
- In welchem Maße kondensiert der aus dem Kernbereich abströmende Dampf an der Wasserphase und trägt damit zur Spaltproduktrückhaltung bei?

Können diese Fragen mit Experimenten in stark verkleinerten Integralversuchsständen abschließend beantwortet werden? Wir möchten dies mit einem eindeutigen Nein beant-

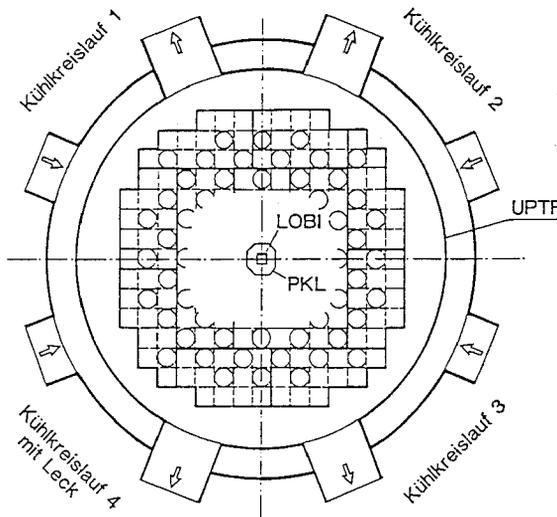
worten. Die Untersuchung großräumiger Phänomene erfordert eine möglichst weitgehende Nachbildung der Reaktorgeometrie in vollem Maßstab.

In Bild 3 wird der Größenunterschied in der flächenmäßigen Nachbildung des oberen Plenums von drei ausgewählten Versuchsanlagen ersichtlich.

UPTF [1] ist eine Versuchsanlage mit einer Darstellung des oberen Plenums, des Ringraums und der Hauptkühlmittelleitungen in Originalgröße eines 1300 MW_e Druckwasserreaktors. Das Verhalten des Reaktorkerns und der Dampferzeuger wird mit Hilfe von Simulatoren nachgebildet. Der maximale Systemdruck beträgt 20 bar. Ziel des UPTF-Versuchsprogramms sind vor allem die Untersuchung der dreidimensionalen Großraumphänomene im oberen Plenum und im Ringraum sowie die Untersuchung der Strömungsvorgänge in den Hauptkühlmittelleitungen.

PKL [2] und LOBI [3] sind Integralversuchsanlagen mit der Nachbildung des gesamten Primär- und Sekundärkreises eines Druckwasserreaktors zur Untersuchung des Systemverhaltens bei Störfällen. Die volumetrische Skalierung zu einem 1300 MW_e Druckwasserreaktor beträgt bei PKL 1:134, und bei LOBI 1:712. In beiden Versuchsanlagen werden die Höhen im Originalmaßstab wiedergegeben. LOBI ist für einen maximalen Systemdruck von 165 bar, und PKL ist für einen maximalen Systemdruck von 40 bar ausgelegt.

Der aufgezeigte Größenunterschied der Anlagen zeigt, daß Großraumphänomene, wie z. B. die Wasserverteilung im oberen Plenum bei heißseitiger Notkühlinspeisung, mit stark verkleinerten Anlagen nicht oder nur mit sehr eingeschränkter Aussagekraft untersucht werden können.



Flächenmaßstab gegenüber DWR 1300 MWe

UPTF	1 : 1
PKL	1 : 134
LOBI	1 : 712

Bild 3: Querschnitt des Oberen Plenums von drei ausgewählten Versuchsanlagen

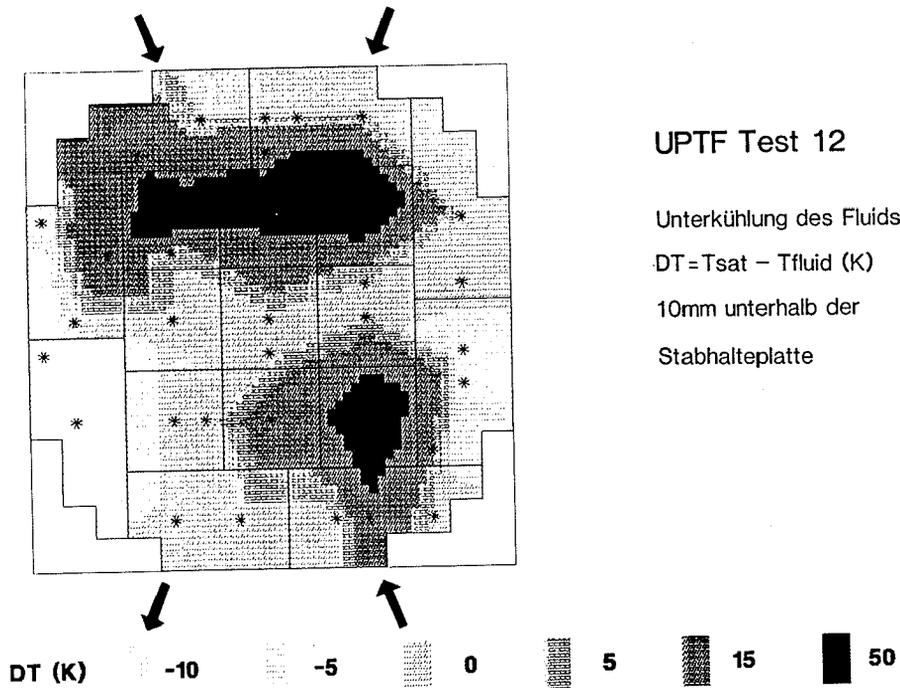


Bild 4: Wasserdurchbruch vom Oberen Plenum in den Kern (Druckspeichereinspeisung)

Zur Untermauerung dieser Aussage werden nachfolgend die Ergebnisse von zwei UPTF-Experimenten angeführt.

Im UPTF-Versuch 12 wurde das Eindringen des Druckspeicher-Notkühlwassers in den Kernbereich für den großen Bruch untersucht. Hierzu wurden über die heißen Stränge der Kühlkreisläufe 1, 2 und 3 jeweils konstant 400 kg/s Notkühlwasser eingespeist. Der über den Kernsimulator eingespeiste Dampfmassenstrom wurde zwischen 280 kg/s und 150 kg/s variiert. Der Abströmweg des Dampfes war durch das Einbringen einer gesättigten Wasservorlage im unteren Teil des Druckbehälters nur über die heißen Stränge gegeben.

In Bild 4 ist der gemessene Unterkühlungsgrad der Dampf/Wasserströmung 10 mm unterhalb der Stabhalteplatte bei einem Dampfmassenstrom von 220 kg/s wiedergegeben. Die Ergebnisse zeigen, daß sich lokal begrenzte Bereiche von Wasserabwärtsströmung und Dampfaufwärtsströmung ausbilden. Die Bereiche mit Wasserabwärtsströmung sind den Strängen mit Notkühlwassereinspeisung zuzuordnen. Die Ergebnisse dieses UPTF-Versuches verdeutlichen, daß derartige Großraumphänomene mit stark verkleinerten Versuchsanlagen nicht, oder nur sehr eingeschränkt wiedergegeben werden können.

In Bild 5 ist die Abhängigkeit der Gegenstromgrenze von der Flächenskalierung der Stabhalteplatte aufgezeigt. Unter Gegenstromgrenze versteht man denjenigen Dampfmassenstrom, bei dem eine Rückströmung von Wasser verhindert wird.

In Ergänzung zu den Ergebnissen der UPTF-Auswertung sind Ergebnisse, gemessen an einem einzelnen Brennelement (KWU-Versuchstand, Karlstein) [4] mit einer Flächenskalierung zur Stabhalteplatte von 1:193, aufgetragen. Bei den Karlstein-Versuchen wurde

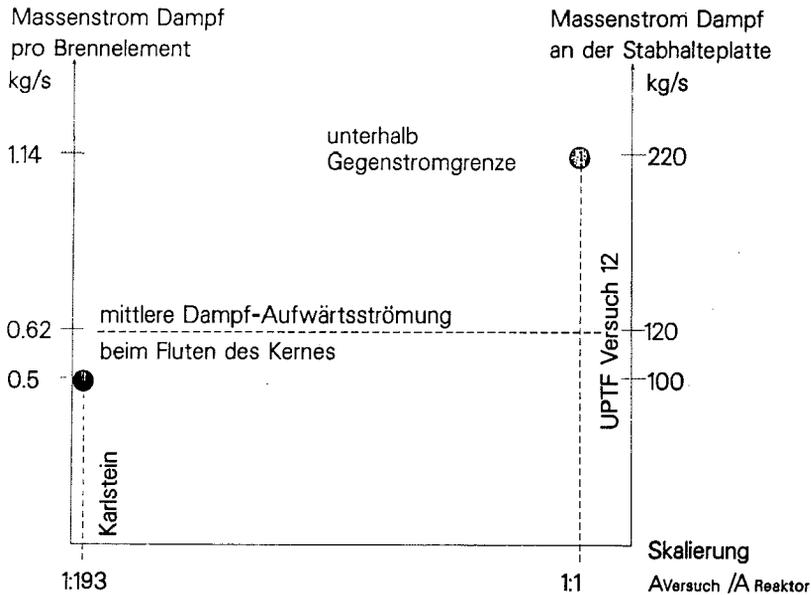
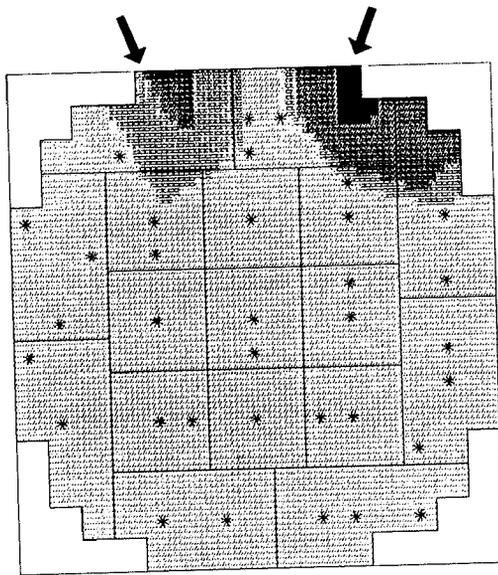


Bild 5: Gegenstromgrenze an der Stabhalterplatte bei P = 4 bar

die Gegenstromgrenze bei einem Dampfmassenstrom von 0.5 kg/s pro Brennelement ermittelt. Im Gegensatz dazu ergibt sich, ausgehend von den UPTF-Ergebnissen mit maximaler Dampfeinspeisung, auch bei einem Dampfmassenstrom von 1.14 kg/s pro Brennelement bzw. 220 kg/s für den Gesamtkern keine Gegenstromgrenze. Die sicherheitstechnische Bedeutung dieser Ergebnisse wird ersichtlich, wenn wir die Ergebnisse der Karlstein- und UPTF-Experimente mit der mittleren Dampfaufwärtsströmung beim Fluten eines Reaktorkerns vergleichen. Während mit dieser Dampfaufwärtsströmung von 0.62 kg/s pro Brennelement in der Karlstein-Versuchsanlage die Gegenstromgrenze bereits überschritten ist, ergeben die UPTF-Versuchsauswertungen, daß bei diesem Wert die Gegenstromgrenze in der Reaktoranlage bei weitem noch nicht erreicht wird. Die UPTF-Ergebnisse haben hiermit gezeigt, daß bei den großen Abmessungen der Leistungsreaktoren das über die heißseitigen Stränge eingespeiste Notkühlwasser wesentlich leichter in den Kern eindringt und die Kernkühlung verbessert als das bisher mit stark verkleinerten Anlagen ermittelt wurde.

Neben der großen Bedeutung des Versuchs für die Bewertung der Notkühlwirksamkeit kommt diesem Versuch ebenfalls eine große Bedeutung für die Programmentwicklung und Programmverifikation zu.

In Ergänzung zum UPTF Versuch 12 wurden im Versuch 30 die Verhältnisse bei einem Kühlmittelverluststörfall mit kleinem Leck simuliert. Hierzu wurden einerseits über die heißen Stränge der Kühlkreisläufe 1 und 2 jeweils zwischen 30 kg/s und 80 kg/s Notkühlwasser und andererseits über den Kernsimulator ein Dampfmassenstrom zwischen 35 kg/s und 70 kg/s eingespeist.



UPTF Test 30

Unterkühlung des Fluids

$DT = T_{sat} - T_{fluid}$ (K)

10mm unterhalb der

Stabhalteplatte



Bild 6: Wasserdurchbruch vom Oberen Plenum in den Kern (Hochdruck – Sicherheitseinspeisung)

Im Bild 6 ist wiederum der gemessene Unterkühlungsgrad des Fluids 10 mm unterhalb der Stabhalteplatte aufgetragen. Das Bild gibt die Verhältnisse wieder, die sich bei einer Dampfaufwärtsströmung im Kern von 70 kg/s und einer Notkühleinspeisung von je 40 kg/s pro Strang ergeben. Wie im Versuch 12 zeigen die Ergebnisse eindeutig abgegrenzte Bereiche von Wasserabwärts- und Dampfaufwärtsströmung. Aufgrund der geringeren Geschwindigkeit und damit des geringeren Impulses am Hutzenaustritt wird das Notkühlwasser jedoch weniger weit in das obere Plenum eingetragen. Die Ergebnisse dieses Versuchs werden, ebenso wie die Ergebnisse des Versuchs 12, zur Weiterentwicklung und Absicherung der Modellierungsgesetze herangezogen.

Anhand des zweiten Beispiels soll aufgezeigt werden, inwieweit die Versuchsstandskalierung die Strömungsvorgänge in den Hauptkühlmittelleitungen beeinflusst.

In Bild 7 ist der heiße Strang der Hauptkühlmittelleitung zwischen Reaktor Druckbehälter und Dampferzeugereintritt einschließlich des Strömungsvorgangs beim Reflux Condenser Betrieb skizziert. Beim Reflux Condenser Betrieb strömt der im Kern erzeugte Dampf zu den Dampferzeugern und wird dort kondensiert. Der in den aufsteigenden Ästen der Dampferzeuger-U-Rohre kondensierte Dampf strömt als Wasser über die heißen Stränge in den Reaktor Druckbehälter zurück. In den heißen Strängen tritt daher eine Gegenströmung vom Dampf und Wasser auf. Beim Reflux Condenser Betrieb wird auf sehr effiziente Weise die im Kern freigesetzte Wärme über die Dampferzeuger abgeführt.

Es ist für den Bereich der Transienten und kleinen Lecks von großem sicherheitstechnischen Interesse, unter welchen Strömungsbedingungen die Gegenströmung und damit die Wärmeabfuhr aus dem Kern behindert wird.

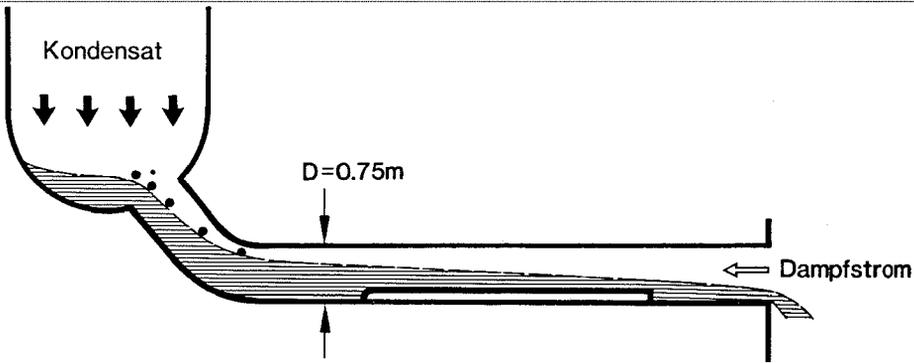


Bild 7: Dampf - Wasser Gegenströmung im Heißen Strang (REFLUX CONDENSER BETRIEB)

Zur Klärung dieser Fragen wurde in der UPTF-Anlage der Versuch 11 durchgeführt. Es wurde ein Kondensat-Massenstrom von 30 kg/s vorgegeben. Der aus dem oberen Ple-num zum Dampferzeuger strömende Dampfmassenstrom wurde schrittweise zwischen 5 kg/s und 40 kg/s variiert. Es wurden Versuchsserien mit 3 bar und 15 bar Systemdruck durchgeführt.

In Bild 8 wird für den Systemdruck von 3 bar die in UPTF gemessene Gegenstromgrenze mit Ergebnissen verglichen, die in Versuchsanlagen mit kleinen Rohrdurchmessern ermittelt wurden. Abhängig von dem im Versuch verwendeten Rohrdurchmesser ergeben sich hierbei unterschiedliche Werte für die Gegenstromgrenze.

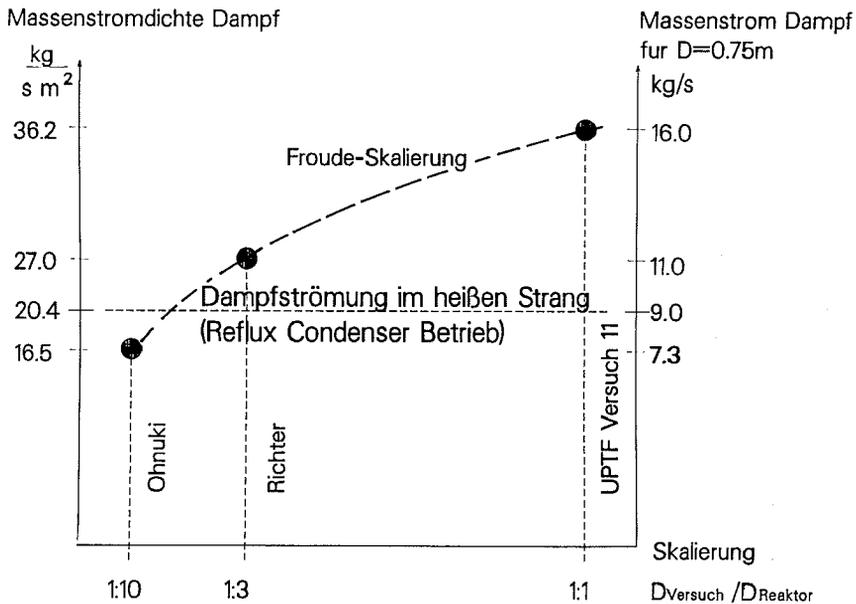


Bild 8: Gegenstromgrenze im Heißen Strang bei $P = 3\text{ bar}$

Zur besseren Einordnung dieser Ergebnisse ist der Dampfmassenstrom eingetragen, der im heißen Strang eines 1300 MW_e Druckwasserreaktors mit vier aktiven Dampferzeugern bei einer Nachzerfallsleistung von 2 % im Reflux Condenser Betrieb zum Dampferzeuger strömen würde. Während bei der direkten Anwendung der OHNUKI-Ergebnisse [5] auf die Reaktorgeometrie mit dem Dampfmassenstrom des Reflux Condenser Betriebes die Gegenstromgrenze bereits überschritten wäre, zeigen die UPTF-Ergebnisse, daß die Gegenstromgrenze bei weitem noch nicht erreicht ist. Den Ergebnissen des UPTF-Tests 11 kommen daher sowohl aus sicherheitstechnischer Sicht als auch aus der Sicht der Modellentwicklung und Modellverifikation größte Bedeutung zu. Erst nach Vorliegen der Ergebnisse des UPTF-Versuches 11 konnte z. B. überprüft werden, inwieweit das im GRS-Rechenprogramm ATHLET [6] verwendete Strömungsmodell die Gegenstromgrenze in der 1:1 Reaktorgeometrie unter Reflux Condenser Verhältnissen wiedergibt. Unter Heranziehung der UPTF-Ergebnisse konnte abschließend verifiziert werden, daß das auf der Froude-Skalierung basierende Strömungsmodell in ATHLET die Gegenstromverhältnisse sowohl in kleinen Rohrdurchmessern als auch in der Reaktorgeometrie realistisch beschreibt.

Die vorangegangenen Beispiele verdeutlichen, daß Versuche im Maßstab 1:1 für die Entwicklung und Verifikation von Modellen zur Beschreibung großräumiger bzw. stark maßstababhängiger Phänomene unverzichtbar sind. Die verbleibenden Modellunsicherheiten bei der Simulation der Vorgänge im Reaktor lassen sich ebenfalls nur auf Grundlage derartiger Versuche quantifizieren.

Neben der Verifikation der Einzelmodelle ist jedoch auch eine umfassende Verifikation des gesamten Rechenprogramms mit der Überprüfung des Zusammenwirkens aller Einzelmodelle erforderlich. Um dieser Forderung nach Verifikation der Einzelmodelle und Verifikation des Gesamtprogrammes gerecht zu werden, ist ein systematisches Vorgehen bei der Auswahl der Experimente unabdingbar.

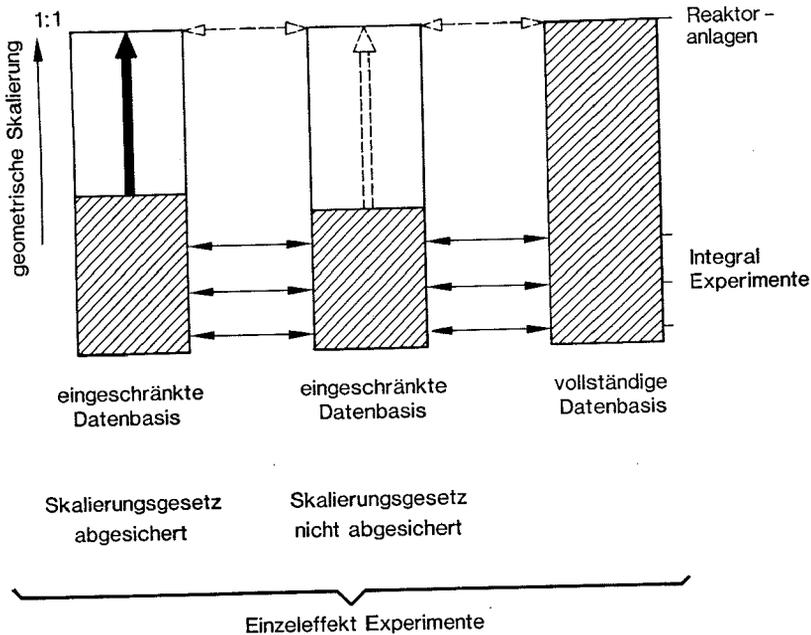


Bild 9: Verifikationsstrategie für Thermohydraulik Rechenprogramme

In Bild 9 ist die Verifikations-Strategie, die z. B. der Verifikation des Rechenprogrammes ATHLET zugrundeliegt, aufgezeigt. Hierbei wird insbesondere der Aspekt der geometrischen Versuchstandskalierung berücksichtigt. Die Entwicklung und Absicherung der Skalierungsgesetze zur Beschreibung der physikalischen Phänomene ist heute einer der Schwerpunkte bei der Entwicklung und Verifikation von Thermohydraulik-Rechenprogrammen. Wie bereits ausgeführt, basiert die Verifikation der Einzelmodelle vorwiegend auf Einzeleffektversuchen. Hierbei können wir 3 Kategorien unterscheiden:

- Kategorie 1

Zur Modellverifikation stehen nur Einzeleffektversuche in verkleinerten Versuchsanlagen zur Verfügung. Das Skalierungsgesetz, auf dem das Modell basiert, ist jedoch über prozeßrelevante Ähnlichkeitskennzahlen abgesichert (z. B. Rohrreibung bei einphasiger Strömung). Es werden keine zusätzlichen Experimente im 1:1 Maßstab benötigt.

- Kategorie 2

Zur Modellverifikation stehen ebenfalls nur Einzeleffektexperimente in verkleinerten Versuchsanlagen zur Verfügung. Das Skalierungsgesetz ist jedoch nicht voll abgesichert (z. B. die Ausbildung von Strömungsbildern in großen Leitungen im Zusammenhang mit Kondensationsvorgängen). In diesem Fall muß die verbleibende Skalierungsunsicherheit akzeptiert werden oder es müssen Versuche mit einer möglichst reaktor-repräsentativen Nachbildung der Reaktorgeometrie durchgeführt werden. Hier erwarten wir von den Untersuchungen an der UPTF-Anlage sowohl für den Bereich der Auslegungsstörfälle als auch für den Bereich der auslegungsüberschreitenden Störfälle einen wesentlichen Beitrag.

- Kategorie 3

Zur Modellverifikation stehen sowohl die Daten von Einzeleffektversuchen in verkleinerten Anlagen als auch die Daten von Versuchsanlagen im Maßstab 1:1 zur Verfügung. Den besonderen Beitrag von UPTF hierzu haben wir bereits anhand zweier Beispiele aufgezeigt.

Die Verifikation des Gesamtprogramms, d. h. die Überprüfung des Zusammenwirkens aller Einzelmodelle erfolgt vor allem auf der Grundlage von Integralexperimenten. Ergänzend werden auch Ergebnisse von Inbetriebnahmeversuchen bzw. von aufgetretenen Störfällen in Leistungsreaktoren in die Verifikation einbezogen.

Bezüglich der Programmverifikation kann festgehalten werden, daß durch eine ausgewogene Kombination von Einzel- und Integralversuchen, ergänzt durch Ergebnisse von Inbetriebnahmeversuchen und Ergebnisse aufgetretener Störfälle, eine tiefgehende und zugleich umfassende Verifikation von Thermohydraulik-Rechenprogrammen erreicht wird.

Bei der Auswahl der Versuche für die Verifikation des Thermohydraulikprogramms ATHLET wird hier weitgehend auf die von einer internationalen Expertengruppe erarbeiteten CSNI-Verifikationsmatrizen zurückgegriffen. Die CSNI-Matrizen mit Schwerpunkt „Integralversuche“ liegen vor und sind als CSNI Report veröffentlicht [7]. Neue Versuchsergebnisse werden bei den vorgesehenen Fortschreibungen der Matrizen berücksichtigt. Eine spezielle Matrix für Einzeleffektversuche ist in Arbeit.

Inwieweit die experimentelle Datenbasis für die Entwicklung und Verifikation der Rechenprogramme unter Berücksichtigung der neuen Anforderung ausreicht, möchten wir wie folgt bewerten:

- Für den Bereich der Auslegungsstörfälle steht uns nach Abschluß des laufenden UPTF-Versuchsprogramms eine ausreichende Datenbasis zur Verfügung. Neben einer Vielzahl von Einzeleffektexperimenten stehen uns Integralversuche mit unterschied-

licher Systemnachbildung und unterschiedlicher Skalierung zur Verfügung. So können wir z. B. die Ergebnisse von Integralversuchen mit einer volumetrischen Skalierung von 1:1700 bis hin zu einer volumetrischen Skalierung von 1:50 nutzen.

- Für den Bereich der auslegungsüberschreitenden Störfälle ist die experimentelle Datenbasis noch bereitzustellen. Hier erwarten wir im Zuge eines UPTF-Nachfolgeprogramms eine weitere Abklärung thermohydraulischer Einzelphänomene. Bezüglich der Druckwasserreaktor- Integralexperimente erwarten wir einen wesentlichen Beitrag von den PKL III- [8], BETHSY- [9] und ROSA IV-Experimenten [10]. Bezüglich der Simulation von auslegungsüberschreitenden Störfällen in den Siedewasserreaktoren - speziell für Fragestellungen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes - sehen wir einen Bedarf zur Errichtung einer entsprechenden Integralanlage. Die Versuchsanlagen sollten langfristig erhalten bleiben.

Zusammenfassung

Wir möchten unsere Ausführungen wie folgt zusammenfassen:

- Die verfügbaren Rechenprogramme erlauben eine sichere Bewertung der Auslegungsstörfälle im Rahmen des Genehmigungsverfahrens. Unsicherheiten in der Vorhersage von Störfallabläufen werden durch konservative Rechenannahmen abgedeckt.
- Für eine realistische Beschreibung von Störfallabläufen, sowohl im auslegungsgemäßen als auch im auslegungsüberschreitenden Bereich ist eine weitere Verbesserung und Absicherung der Thermohydraulik- Rechenprogramme erforderlich.
- Für die Simulation von Unfällen mit Kernzerstörung sind die Programme weiter zu entwickeln.
- Für den Bereich der Auslegungsstörfälle steht uns nach Abschluß des laufenden UPTF-Versuchsprogramms eine ausreichende Datenbasis zur Verfügung.
- Für den Bereich der auslegungsüberschreitenden Störfälle ist die experimentelle Datenbasis noch zu erweitern, insbesondere für Fragen des anlageninternen Notfallschutzes. Dazu sollten die Anlagen langfristig erhalten werden.
- Sowohl bei der Weiterentwicklung und Verifikation der System-Programme als auch bei der Quantifizierung der verbleibenden Unsicherheiten kommt den Experimenten mit einer Nachbildung der Reaktorgeometrie im Maßstab 1:1 (wie z. B. UPTF) eine herausragende Bedeutung zu. Für stark skalierungsabhängige Phänomene ermöglichen nur solche Experimente eine zielgerichtete Modellentwicklung, eine abgesicherte Modellverifikation sowie eine fundierte Quantifizierung der verbleibenden Modellunsicherheiten bei der Analyse von Reaktorstörfällen.

Literatur

- [1] Weiss, P., M. Sawitzki und F. Winkler:
„UPTF - a Full-Scale PWR Loss-of-Coolant Accident Program“, Atomkern-Energie Kerntechnik, Vol. 49 (1986) 1/2
- [2] Refill and reflood experiment in a simulated PWR primary system (PKL), Wiederauffüll- und Flutversuche unter Berücksichtigung der Primärkreisläufe
Volume 1: Test System Description
KWU Final Report No. RE 23/011/79 Sept. 1979
- [3] Riebold, W.L., L. Piplies und H. Städtke:
LOBI Experimental Programme Results and Plans:
Status Sept. 1982, 10th Water Reactor Safety Research Information Meeting of USNRC, Oct. 12-15, 1982, Gaithersburg/
USA

-
- [4] Strobel:
Fuel assembly tie plate
Calculation of the free flow cross-section for an orifice ratio modified from 30% to 37 %
Technical Report of KWU: R 221/147/82, Erlangen, 01.07.82
- [5] Ohnuki, A. :
Experimental Study of Countercurrent Two-Phase Flow in Horizontal Tube Connected to Inclined Riser
Journal of Nuclear Sci. and Techn., Vol 23, No. 3, pp. 219 - 232, March 1986
- [6] Schaefer, A., und G. Lerchl:
Modelling of Transients with the GRS System Code ATHLET
ANS/EPRI Topical Meeting, Atlanta, April 1987
- [7] CSNI Code Validation Matrix of Thermal-Hydraulic Codes for LWR LOCA and Transients, CSNI Report 132, March 1987
- [8] Brand, et al.
Experimental investigation of PWR transients in the PKL-III programme
SIEMENS AG, UB KWU, Int. ENS/ANS, Conference on Thermal Reactor Safety, NUCSAFE 88, Avignon, Oct. 88
- [9] CATHARE and BETHSY, International Seminar organized by CEA, EDF, FRAMATOME in Grenoble, 5. - 6. Nov. 85
- [10] ROSA-IV
K. Tasaka et al.
Conceptual Design of Large Scale Test Facility (LSTF) of ROSA-IV Program for PWR Small Break LOCA Integral Experiment
JAERI-M 9849, December 1981

Athlet – ein fortschrittlicher Systemcode zur Analyse thermo-hydraulischer Prozesse

V. Teschendorff, J. Miró, G. Lerchl¹⁾

Kurzfassung

Das Rechenprogramm ATHLET wird bei der GRS mit dem Ziel entwickelt, das gesamte Spektrum der Kühlmittelverlust- und Transientenstörfälle in Druckwasser- und Siedewasserreaktoren mit einem einzigen Code abzudecken, während dazu bisher drei Programme mit unterschiedlichem Anwendungsbereich notwendig waren.

Das zukünftige Aufgabenspektrum umfaßt auch auslegungsüberschreitende Störfälle und Kernschmelzunfälle, die so realistisch wie möglich berechnet werden müssen, um Fehleinschätzungen zu vermeiden. Dazu muß der Gültigkeitsbereich der Modelle erweitert und der Detaillierungsgrad der Simulation erhöht werden. Für Unfälle mit Kernzerstörung wird in Zusammenarbeit mit dem IKE der Universität Stuttgart eine Version ATHLET-SA erstellt, die auch Modelle zum Kernschmelzen und Spaltproduktverhalten enthält.

Die ATHLET-Konzeption hat zum Ziel, dem Benutzer Modelle unterschiedlicher Detaillierung in einer einheitlichen Programmstruktur anzubieten. Die Dateneingabe ist benutzerfreundlich gestaltet und erlaubt eine visuelle Kontrolle der Programmeingabe für die geometrischen Anlagendaten durch eine übersichtliche Grafik.

Es ist geplant, für alle deutschen Druckwasser- und Siedewasserreaktoren Datensätze für ATHLET zu erstellen und bei der GRS für Störfallberechnungen bereitzuhalten.

ATHLET wird bereits als Prozessmodell im Analysesimulator verwendet und wird auch in der Testwarte zum Einsatz kommen, die bei der GRS aufgebaut wird.

Die Verifikation von ATHLET beruht zunächst auf den verifizierten Modellen der Vorgängerprogramme, wird jedoch in Zukunft unter Einbeziehung neuer experimenteller Ergebnisse systematisch fortgesetzt.

In der Anwendung löst ATHLET zunehmend die Vorgängerprogramme ab. Aktuell werden mit dem neuen Code Sicherheitsanalysen für mehrere deutsche und ausländische Reaktoranlagen durchgeführt.

Abstract

The ATHLET computer code which is being developed by GRS is intended to cover, by means of a single code, the entire spectrum of loss-of-coolant accidents and transient accidents in pressurized water and boiling water reactors, whereas so far three codes with different fields of application have been necessary for this purpose.

The future spectrum of tasks also comprises incidents beyond the design basis and core meltdown accidents which have to be calculated as realistically as possible in order to avoid wrong conclusions. For this purpose, the validity of the models must be extended and the degree of detail of the simulation increased. In cooperation with the University of Stuttgart, an ATHLET-SA version is being prepared for accidents involving the destruction

¹⁾ Dipl.-Ing. Victor Teschendorff, Dipl.-Ing. Juan Miró und Ing. grad. Georg Lerchl, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

of the reactor core; this version also contains models for core meltdown and fission product behavior.

The aim of the ATHLET concept is to provide the user with models of different degree of detail within a uniform pattern of codes. The entry of data is userfriendly and permits a visual inspection of the entry of the program for the geometric plant data by means of a clear graphic display.

It is intended to provide data records for ATHLET for all the German pressurized and boiling water reactors and to have them available at GRS to carry out incident calculations.

ATHLET is already being used as a process model in the analysis simulator and will also be used in the test control room which is being installed at GRS.

The verification of ATHLET is first based on the verified models of the precursor codes, but will be continued systematically in future to include new experimental results.

In applications, ATHLET is increasingly replacing the precursor codes. At present, the new code is used to perform safety analyses for a number of German and foreign reactor plants.

Einleitung

In den Genehmigungsverfahren für die jetzt in Betrieb gehenden Druckwasserreaktoren der Konvoi-Baulinie und für ihre Vorläuferanlagen haben die Gutachter überwiegend Rechenprogramme zur Thermohydraulik eingesetzt, die von der GRS in der Vergangenheit erfolgreich entwickelt und verifiziert worden sind. In diesem Rahmen wurden Kühlmitteilverluststörfälle und Transienten aus dem Spektrum der definierten Auslegungsstörfälle berechnet.

Seither sind der Reaktorsicherheit auf dem Gebiet der Thermohydraulik neue anspruchsvolle Aufgaben zugewachsen.

Die erweiterte Aufgabenstellung beinhaltet:

- Realistische Störfallberechnungen, die nicht mehr von konservativen Annahmen ausgehen, sondern den Störfall wirklichkeitsnah darstellen,
- Simulation von auslegungsüberschreitenden Störfällen und von Kernschmelzunfällen,
- Einsatz fortschrittlicher Thermohydraulikcodes als Prozeßmodelle in Analysesimulatoren und in der Testwarte.

Aus diesem erweiterten Aufgabenspektrum ergeben sich zwangsläufig hohe Anforderungen an Simulationsumfang, Genauigkeit und Rechengeschwindigkeit der Codes, die von der gegenwärtigen Programmgeneration nicht erfüllt werden.

Realistische Störfallberechnungen verlangen detaillierte Modelle zur Beschreibung der komplexen Strömungs- und Wärmeübertragungsvorgänge im zweiphasigen Bereich. Der Gültigkeitsbereich dieser Modelle ist zu erweitern, z. B. für höhere Drücke und Temperaturen, und durch Verifikationsrechnungen abzusichern.

Für das Gebiet der Unfälle mit Kernzerstörung werden Modelle zum Kernschmelzen und zum Spaltproduktverhalten benötigt, die noch nicht in die bisherigen Thermohydraulikprogramme einbezogen worden sind.

Erweiterte Anforderungen sind auch an den Umfang der Anlagensimulation zu stellen. Neben Primär- und Sekundärkreislauf müssen bei komplizierten Störfallabläufen auch Hilfssysteme und Leittechnik in ihrem Zusammenwirken dargestellt werden. Dieses ist bisher nur in vereinfachter Form geschehen, was bei Auslegungsstörfällen auch ausreicht.

Schließlich ist zur Bewältigung des erweiterten Modell- und Simulationsumfangs eine wesentliche Beschleunigung des Programmablaufs und eine Steigerung der Robustheit

notwendig. Unter Robustheit versteht man die Fähigkeit des Programms, auf Störungen, die durch Unstetigkeiten in Randbedingungen oder Modellgleichungen ausgelöst werden, nicht mit unverhältnismäßig hohem Rechenzeitverbrauch oder gar mit Abbruch der Rechnung zu reagieren, was heute noch häufig der Fall ist.

Im Hinblick auf diese erweiterten Anforderungen hat die GRS den Systemcode ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) erstellt, bei dem die Modelle aus den bisherigen Einzelcodes ALMOD, DRUFAN und FLUT in einer neuen einheitlichen Struktur zusammengefaßt werden.

ATHLET-Konzeption

Die ATHLET-Entwicklung hat zum Ziel, das gesamte Spektrum der Transienten- und Leckstörfälle für Druck- und Siedewasserreaktoren mit einem einzigen Code abzudecken. Dabei sind Anforderungen zu erfüllen, die teilweise im Gegensatz zueinander stehen, wie etwa die oben dargelegte Forderung nach detaillierten physikalischen Modellen und die Notwendigkeit zur Beschleunigung des Programmablaufs. Die Abwägung dieser Anforderungen hat zu der grundlegenden Entscheidung geführt, nicht das aufwendigste Modell für das gesamte Fallspektrum einzusetzen, sondern Modelle unterschiedlichen Detaillierungsgrades alternativ anzubieten. Damit wird es dem Anwender ermöglicht, in Abhängigkeit von der jeweiligen Fragestellung zwischen detaillierten und vereinfachten Modellen zu wählen.

So ist es z. B. bei einem Transientenstörfall in einem Druckwasserreaktor mit nur geringer Dampfbildung im Primärsystem ausreichend, ein Zweifluidmodell mit thermodynamischem Gleichgewicht einzusetzen. Falls sich ein solcher Störfall in eine Richtung entwickelt, die eine volle Zweiphasensimulation erforderlich macht, ist in einer späteren Ausbaustufe die Möglichkeit vorgesehen, den Rechenlauf zu unterbrechen und mit einer anderen Modelloption fortzusetzen. Die ATHLET-Konzeption läßt sich demnach auf die Kurzformel bringen: "Unterschiedliche Modelle in einheitlicher Codestruktur".

ATHLET-Versionen

Es liegt in der Konsequenz dieser Grundkonzeption, keine separaten Codeversionen für Siedewasserreaktoren und für Simulatoreinsatz anzustreben, sondern diese Anwendungen im selben Systemcode abzudecken. Gerade im Hinblick auf den Analysesimulator und die bei der GRS im Aufbau befindliche Testwarte wird angestrebt, auch die detaillierten Modelloptionen verfügbar zu machen, um auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen, realistische Abläufe simulieren zu können.

Kernschmelzunfälle können allerdings nicht allein durch detaillierte Modelloptionen innerhalb der Thermofluidynamik simuliert werden, obwohl hierzu wesentliche Erweiterungen, z. B. Hinzunahme von nicht kondensierbaren Gasen und von erhöhtem thermodynamischen Nichtgleichgewicht durchgeführt werden. Es besteht hier ein völlig anderer Modellbedarf, der das Kernschmelzen, die Freisetzung der Spaltprodukte und ihren Transport im Primärsystem umfaßt.

Gelöst wird diese Aufgabe durch Zusammenführung der ATHLET-Thermohydraulikmodelle mit den beim Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE), Stuttgart, entwickelten Modelle zum Kernschmelzen und Spaltproduktverhalten. Es entsteht bei dieser Zusammenarbeit eine separate Codeversion, ATHLET-SA (ATHLET-Severe Accidents). Außer mit dem IKE wird bei dieser Modellentwicklung auch mit dem Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA), Frankreich, zusammengearbeitet.

Grundzüge der Programme im Internationalen Vergleich

In Tabelle 1 ist dargestellt, wie sich die ATHLET-Konzeption in die Reihe der international bekannten Systemcodes einfügt.

Die Anzahl der Grundgleichungen der Thermofluiddynamik stellt ein Maß für den Detaillierungsgrad bei der Modellierung der Zweiphasenströmung dar. Drei Grundgleichungen, wie sie z. B. im Vorgängercod ALMOD verwendet werden, beinhalten die Erhaltung von Masse, Impuls und Energie für eine homogene Mischung von Wasser und Dampf. Beim 4-Gleichungssystem, das aus DRUFAN stammt und gegenwärtig die meistbenutzte Option in ATHLET darstellt, gibt es zwei getrennte Massenbilanzgleichungen für die Dampf- und Wasserphase, d. h. es wird thermodynamisches Nichtgleichgewicht berücksichtigt. Die Relativgeschwindigkeit zwischen Wasser und Dampf wird mit Hilfe eines Drift-Flux-Modells berechnet.

Beim sog. Zweifluidmodell bilanziert man die drei Erhaltungsgrößen für jede Phase getrennt und erhält somit 6 Grundgleichungen. Diese ausführliche Form ist Grundlage der drei anderen in der Tabelle genannten Thermohydraulikcodes und ist auch in der GRS im Programm FLUT entwickelt worden. Es ist anzumerken, daß mit der Anzahl der Bilanzgleichungen auch die Zahl der zu modellierenden und zu verifizierenden Austauschbeziehungen zwischen den Phasen und mit der Umgebung ansteigt. In dieser Modellierung steckt ein erheblicher Entwicklungsaufwand.

Die Bilanzierung von nicht kondensierbaren Gasen ist von Bedeutung, wenn Stickstoff aus den Druckspeichern ins Primärsystem gelangt. Wasserstoff bildet sich in nennenswerter Menge nur bei auslegungsüberschreitenden Störfällen.

Mit der französischen Entwicklung CATHARE hat ATHLET gemeinsam, daß beide eine vollimplizite Zeitintegration verwenden. Eine Siedewasserreaktorversion entwickeln die

Tabelle 1: Eigenschaften von Thermohydraulik-Systemcodes im internationalen Vergleich

Programm:	ATHLET (Bundesrep. Deutschl.)	CATHARE (Frankreich)	RELAP5 (USA)	TRAC (USA)
Anzahl der Grundgleichungen Thermofluid-dynamik	alternativ verfügbar: 3 (+Drift) 4 + Drift 6 (Einbau 1989)	6	6	6
Nicht kondensierbare Gase (N ₂ , H ₂)	in Entwicklung	in Entwicklung	simuliert	simuliert
Mehrdimensionalität	1-D Parallelkanäle mit Querverbindung	1-D 2-D-Ringraum	1-D Parallelkanäle mit Querverbindung	1-D 3-D im RDB
Zeitintegration	voll implizit	voll implizit	semi-implizit	semi-implizit
Siedewasserreaktor	SWR-Modelle in Entwicklung	—	keine spezielle Version	Version BD1, Entwicklung eingestellt
Kernschmelzunfälle	ATHLET-SA in Entwicklung	Einbindung in ESCADRE geplant	Einsatz im SCDAP	Einsatz im MELPROG
Simulator	Einsatz im Analysesimulator, Testwarte geplant	Einsatz im SIPA-Projekt geplant	NPA-Version	NPA-Version

Franzosen nicht, während die USA mit TRAC-BD1 eine solche geschaffen haben, die jedoch nicht mehr weiterentwickelt wird.

Alle Codes verwenden im wesentlichen eine eindimensionale Darstellung der Fluiddynamik. Zur Darstellung mehrdimensionaler Effekte besteht in ATHLET und RELAP5 die Möglichkeit der Parallelkanalsimulation, während in TRAC eine dreidimensionale Darstellungsmöglichkeit für den Reaktordruckbehälter geschaffen wurde.

Codestruktur

Schwerpunkt der bisherigen ATHLET-Entwicklung war die Schaffung einer neuen Programmarchitektur. Der Code ist modular aufgebaut, d. h. mehrere Routinen sind jeweils zu eigenständigen Funktionseinheiten zusammengefaßt. Modelle mit eigener Zeitintegration bilden Grundmodule, beispielsweise

- Thermofluiddynamik-Netzwerk,
- Wärmeleitmodell,
- Neutronenkinetik,
- Allgemeine Regelungs- und Leittechniksimulation

Das Thermofluiddynamik-Netzwerk besitzt innerhalb der gesamten Codestruktur eine zentrale Bedeutung. Sein wesentliches Strukturelement, das Objekt, stellt eine oberhalb der Einzelelemente (Kontrollvolumen, Verbindungsleitungen) liegende Einheit dar. Es ist damit sowohl Träger der physikalischen Modelle als auch Grundbaustein für den flexiblen Aufbau von Komponenten und beliebigen Rohrnetzen bis hin zur Mehrkanalsimulation mit oder ohne Queraustausch.

Grundsätzlich stehen drei Arten von Objekten zur Verfügung:

- Rohrobjekte zur Simulation eindimensionaler Strömungen,
- Knotenobjekte zur Simulation von Verzweigungen, Mischungsvolumen, usw.
- Sonderobjekte, z. B. zur Simulation einer ganzen Komponente wie Druckhalter- oder Dampferzeuger.

Alle Komponenten des DWR-Primär- und Sekundärsystems, wie Pumpe, Ventil, Druckhalter, Dampferzeuger sind mit ATHLET simulierbar. Komplexe Komponenten, z. B. Dampferzeuger, werden in der Regel per Eingabe bausteinartig als Kombinationen aus Thermofluiddynamik-Objekten und Wärmeleitobjekten aufgebaut. Es stehen dafür aber auch Sonderobjekte mit einfacherer Modellierung als rechenzeitsparende Alternative zur Verfügung. Weiterhin kann man eine Leckstelle oder besondere Randbedingungen (z. B. Druck, Massenstrom) simulieren.

Durch standardisierte Schnittstellen zwischen den Objekten und mit Modulen außerhalb der Thermofluiddynamik wird die Einbeziehung unabhängig entwickelter Modelle, z. B. für eine SWR-Komponente, möglich. Als besondere Schnittstelle sei an dieser Stelle diejenige zum Analysesimulator erwähnt.

Die Struktur von ATHLET soll die Weiterentwicklung dieses Codes erleichtern. Unterstützend wirken festgelegte Softwarestandards, die bei der Programmierung zu beachten sind.

Eingabedaten

Die Schaffung einer neuen, einheitlichen Benutzeroberfläche (Eingabe, Ausgabe, Grafik) stellt aus der Sicht des Anwenders den sichtbarsten Fortschritt gegenüber den bisher verwendeten Einzelprogrammen dar. Damit wurde nicht nur etwas für die Benutzerfreundlichkeit des Codes getan, sondern die Voraussetzung für ein wichtiges Vorhaben geschaffen: Datensätze aller deutschen DWR- und SWR-Anlagen sollen erstellt und bei der GRS für Störfallberechnungen vorgehalten werden.

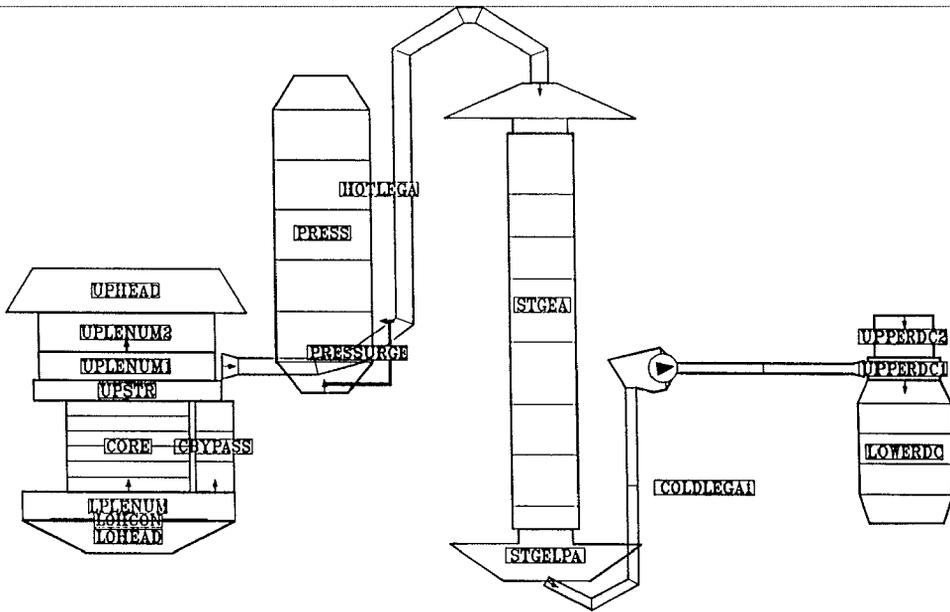


Bild 1: Nodalisierung eines Druckwasserreaktors (TMI) für ATHLET

Die neue ATHLET-Ein- und -Ausgabe basiert auf der Objektstruktur. Indem die Geometrie- und Modelldaten von den Nodalierungsdaten getrennt werden, läßt sich ein hohes Maß an Transparenz und Flexibilität hinsichtlich der Datensatzanpassung an die jeweilige Problemstellung verwirklichen. Neben der von ATHLET durchgeführten automatischen Überprüfung der Eingabedaten auf Vollständigkeit und Konsistenz werden dem Anwender Hilfsmittel zur Verfügung gestellt, die sowohl die Geometrie und die Objektverknüpfung als auch die Nodalisierung der Objekte grafisch darstellen und damit zur zusätzlichen Überprüfung und zur Dokumentation eines Eingabedatensatzes herangezogen werden können. Bild 1 zeigt beispielhaft die auf der Grundlage der Eingabedaten wiedergegebene Anordnung der Einzelobjekte und deren Nodalisierung für den Primärkreis eines Druckwasserreaktors mit Geradrohrdampferzeuger (TMI).

Simulation von Schutz-, Regel- und Hilfssystemen

ATHLET bietet dem Anwender die Möglichkeit z. B. Regelsysteme unter Verwendung einer besonderen Simulationssprache auf der Eingabeebene zu simulieren. Diese Simulationssprache, verfügbar im Rahmen des ATHLET- Grundmoduls GCSM (General Control Simulation Module) besteht aus Grundblöcken, die einfache Operationen darstellen (z. B. Schalter, Integrator, Totzeit etc.). Diese Blöcke können nacheinander geschaltet werden, um beliebige Regelkreise darzustellen. Die Prozeßvariablen (Regelgröße) können als Eingang für die Grundblöcke herangezogen werden. Der Ausgang solcher Blöcke (Stellgröße) kann im thermofluidynamischen Prozeß berücksichtigt werden, z. B. als Ventilstellung, Steuerstabstellung, Pumpendrehzahl, Wärme- oder Massenzufuhr.

Auf diese Weise kann man Regulationssysteme, das Schutzsystem (z. B. Auslösung von RESA und TUSA), Sicherheitssystem (z. B. Hochdruckeinspeisung), Leittechnik und Eingriffe der Operateure simulieren. Darüberhinaus bietet GCSM auch die Möglichkeit der

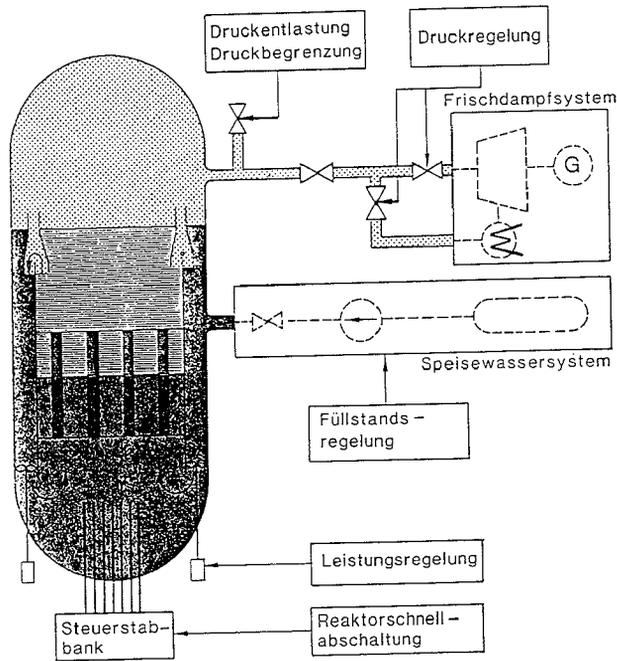


Bild 2: Darstellung eines Siedewasserreaktors mit ATHLET

vereinfachten Simulation von fluiddynamischen Systemen (z. B. Speisewassersystem oder Hilfssysteme), was eine bezüglich des Rechenzeitverbrauchs durchaus vorteilhafte Alternative gegenüber der Anwendung fluiddynamischer Modelle darstellt.

Auf Bild 2 ist die Darstellung eines Siedewasserreaktors mit ATHLET zu sehen. Die fluiddynamischen Modelle werden für die Simulation des Reaktordruckbehälters und eines Teils der Dampfleitung verwendet, während die notwendigen Regelsysteme und ein Teil des Dampf/Speisewasser-Kreislaufs durch GCSM nachgebildet werden (im Bild als Kästchen dargestellt).

Verifikation

Zur Verifikation eines Rechenprogramms werden Voraus- und Nachrechnungen von Reaktorsicherheitsexperimenten und Anlagentransienten durchgeführt. Dabei sind sowohl einzelne physikalische Modelle auf ihre Übereinstimmung mit den Meßdaten hin zu überprüfen als auch das Gesamtergebnis, das sich aus dem Zusammenwirken aller Modelle im Programm ergibt, mit dem beobachteten Systemverhalten zu vergleichen. Die Bedeutung von Einzeleffekt- und Integralversuchsanlagen, insbesondere die Bedeutung von Experimenten im Originalmaßstab des Reaktors, wurde bereits im Beitrag „Die Bedeutung von Großexperimenten für die Entwicklung und Verifikation von Thermo-hydraulik-Rechenprogrammen“ deutlich gemacht.

Die erhebliche Zahl von Rechnungen, die heute zur Verifikation eines großen Thermo-hydraulikprogramms als notwendig angesehen werden, braucht für ATHLET nicht vollständig durchgeführt zu werden, da die physikalischen Modelle zunächst aus den Vor-

Tabelle 2: Aktuelle ATHLET-Verifikationsberechnungen

<u>Einzeleffektexperimente:</u>	
Testanlage	Untersuchungsgegenstand
UPTF	Gegenstrom im heißen Strang (Test 11)
IVO	Freiblasen des Pumpenbogens
GE	Aufschäumen bei Druckentlastung
Toshiba	Dampfleitungsbruch
Marviken	Blowdown (Test 22)
PERICLES	Wasserspiegel im teilbedeckten Bündel
THETIS	Wasserspiegel im teilbedeckten Bündel
NEPTUNUS	Druckhaltertransiente
<u>Integraleexperimente:</u>	
Testanlage	Untersuchungsgegenstand
PKL III	Spezifikations- und Vorauschrechnungen
LOBI/Mod 2	Naturumlauf, Kleines Leck (1 %) u. a.
SPES	Ausfall des Speisewassers (ISP 22)
ROSA III	Bruch der Umwälzleitung
TMI	Nachanalyse des Unfalls

gänger-codes stammen und dort schon einen Verifikationsprozess durchlaufen haben. So können sich z. B. die Modelle aus DRUFAN auf mehr als 20 gerechnete Einzeleffekttests aus 10 verschiedenen Versuchseinrichtungen stützen. Aus den vier wichtigsten Integralversuchsanlagen wurden ca. 30 Experimente gerechnet. Ein Teil dieser Fälle waren Vorauschrechnungen im Rahmen von internationalen Standardproblemen.

Für die aus dem anderen Vorgängercod ALMOD stammenden Modelle ist ein vergleichbarer Verifikationsstand vorhanden, wobei die Nachrechnungen von Inbetriebnahmeversuchen und anderen Transienten in Reaktoranlagen eine besondere Rolle spielen.

Für die zum Einbau in ATHLET anstehenden Modelle aus dem Zweifluidcod FLUT liegen ebenfalls Verifikationsrechnungen, insbesondere aus dem Niederdruckbereich, vor.

Nach Fertigstellung der ersten ATHLET-Version wurden ausgewählte Fälle mit früheren Verifikationsrechnungen verglichen. Darüber hinaus wurden mit ATHLET inzwischen eine Reihe von Einzeleffekt- und Integraleexperimenten sowie ein Teil des TMI-Unfalls nachgerechnet, wie in Tabelle 2 dargestellt.

Verifikation bleibt eine ständige Aufgabe, denn die Modelle werden weiterentwickelt, der Gültigkeitsbereich erweitert und neue Versuchsergebnisse einbezogen. Dabei richten wir unser zukünftiges Vorgehen an den innerhalb der OECD abgestimmten CSNI-Verifikationsmatrizen aus.

Anwendung

Eingangs wurde auf den Einsatz der Vorgängercodes im Genehmigungsverfahren der Konvoianlagen hingewiesen. Seit ATHLET verfügbar ist, hat dieser neue Code begonnen, seine Vorgänger in den verschiedenen Anwendungen abzulösen. Tabelle 3 gibt eine Übersicht über aktuelle Anwendungen auf Reaktoranlagen. Besonders hinzuweisen ist auf die Dampferzeugerlecks, die an den Simulationsumfang hohe Anforderungen stellen, indem Sekundärseite, Hilfssysteme und leittechnische Eingriffe nachgebildet werden müssen, um diesen Störfalltyp realistisch zu rechnen.

Tabelle 3: Aktuelle ATHLET-Anwendungen

Deutsche Reaktoranlagen:		
Anlage	Untersuchter Fall	Anlaß
KWB-B	Ausfall Hauptspeisewasser	DRS-B
KRB-B	Ausfall Hauptwärmesenke, Notstromfall, u. a.	Studie zu Notfallschutzmaßnahmen
KKK	Ausfall Hauptwärmesenke, Notstromfall, u. a.	Sicherheitsstudie
KWW	Bruch einer Umwälzschleife	Gutachten
Ausländische Reaktoranlagen:		
Anlage	Untersuchter Fall	Anlaß
Loviisa (Finnland)	Dampferzeugerlecks u. a. Fälle	endgültiger Sicherheitsbericht
WWER-1000/88 (UdSSR)	Primärkreislecks mit Ausfall Notkühlpumpen	Studie
Qinshan (VR China)	Primärkreislecks (Leckspektrum)	Risikostudie

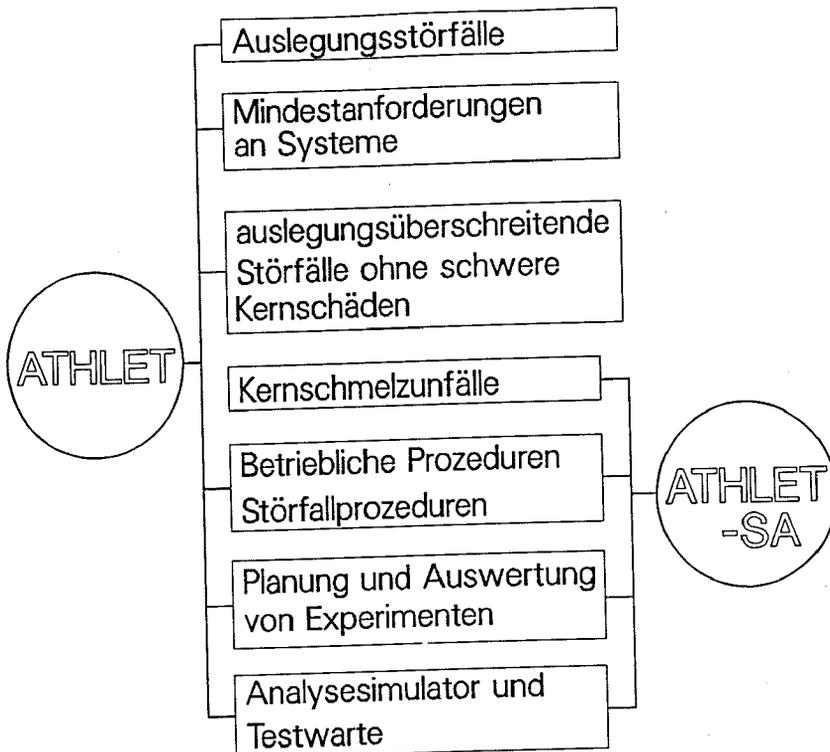


Bild 3: Anwendungsbereiche der Programme ATHLET und ATHLET-SA

Als anspruchsvolle Aufgabe haben sich Analysen zu ausländischen Reaktoranlagen erwiesen. Erhebliche Unterschiede in der Konstruktion dieser Anlagen, z. B. horizontale Dampferzeuger, axial verschiebbare Brennelemente, konnten mit der flexiblen Systemmodellierung von ATHLET erfaßt werden. Auf diesem Gebiet rechnen wir zukünftig mit weiteren Aufgaben.

Die Anwendungsbereiche von ATHLET und ATHLET-SA sind in Bild 3 dargestellt.

Ausblick

Weiterentwicklung, Verifikation und Anwendung von ATHLET verlangen von uns in der unmittelbaren Zukunft einen bedeutenden personellen Einsatz. Nachdem ATHLET bereits außerhalb der GRS angewendet wird und mehrere Länder den Code angefordert haben, werden wir unser Augenmerk zunehmend auf einfache Handhabung, leicht verständliche Dokumentation und Verwertung von Benutzererfahrungen zu lenken haben.

Die Entwicklung der Rechenprogramme ATHLET und ATHLET-SA sowie das Erstellen der Datensätze für alle Leichtwasserreaktoren der Bundesrepublik Deutschland gewährleisten, daß auch in Zukunft die benötigten Werkzeuge, die Datenbasis, das Fachwissen und die Erfahrungen in der GRS vorliegen werden, um die erweiterte Fragestellung zum Betriebs- und Störfallverhalten von Leichtwasserreaktoren beantworten zu können.

Analysesimulator, ein Werkzeug zur Beurteilung schutzzielorientierter Maßnahmen

D. Beraha, G. Lerchl, T. Voggenberger¹⁾

Kurzfassung

Mit dem Analysesimulator wird ein vielseitig einsetzbares Ingenieurwerkzeug geschaffen, das die interaktive Handhabung sehr umfangreicher Modellprogramme ermöglicht und die von den Modellen errechnete Informationsfülle mittels grafischer Darstellungen komprimiert und übersichtlich anbietet. Die erste Ausbauphase des Simulators hat sich auf die Entwicklung von Schnittstellen, Interaktivität und Kommunikation konzentriert. Die bisher gewonnenen Erfahrungen und die Fallstudie, in der eine Accident Management-Maßnahme zur Verhinderung eines schweren Störfalls ausgelöst wird, zeigen die Vorteile des AS-Einsatzes auf, aber auch dessen Grenzen hinsichtlich der Simulationsgeschwindigkeit, der Robustheit und des Modellumfangs. Die Fortführung der Arbeiten zu AS und Testwarte wird diese Grenzen weiter hinausschieben, um den Ansprüchen an die Simulation schutzzielorientierter Maßnahmen vollends gerecht zu werden.

Abstract

The analysis simulator is a manifold and variable engineered tool which permits the interactive handling of very comprehensive model codes and offers the wealth of information calculated by the models in a condensed and uncluttered way by means of graphic displays. The first phase of work on the simulator concentrated on the development of interfaces, interactivity and communication. The experience gathered so far and the case study, in which an accident management measure is taken to prevent a severe accident, show both the advantages of the analysis simulator and its limitations as far as the speed of simulation, its sturdiness and the extent of the models are concerned. The continuation of work on the analysis simulator and the test control room will further extend these limits in order to fully comply with the requirements for the simulation of measures oriented towards certain aims of protection.

1. Einleitung

Die Simulation komplexer technischer Systeme hat dank der Verfügbarkeit schneller Rechner, Anstrengungen in der Entwicklung von Modellsoftware und Einsatz grafischer Hilfsmittel in vielen technischen Bereichen einen starken Aufschwung erlebt. In der Kerntechnik sind internationale Entwicklungen im Gang, die darauf abzielen, umfangreiche Systemcodes zur Nachbildung der dynamischen Vorgänge in einer Kraftwerksanlage als Analysesimulatoren (AS) oder Nuclear Plant Analyzer (NPA) interaktiv einzusetzen. Im Unterschied zu Trainingssimulatoren, bei denen es auf genaue Wartennachbildung und Echtzeitsimulation ankommt, besitzen die AS sehr detaillierte Modelle zur Systemnachbildung und es können auch nicht meßbare Größen, die von den Modellen berechnet werden, in grafischen Darstellungen auf einem oder mehreren grafischen Arbeitsplätzen visualisiert werden. Die interaktive Handhabung der Systemcodes und die Visualisierung

¹⁾ Dr. David Beraha, Ing. grad. Georg Lerchl, Dipl.-Ing. Thomas Voggenberger, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

der Ergebnisse erschließt eine neue Qualität der Analyse, die bisher vor allem auf Stapelbetrieb, Listenausdrucke und einfache Zeitverlaufsdarstellungen wichtiger Größen angewiesen war. Es liegt daher nahe, zu prüfen, inwieweit der Analysesimulator ein brauchbares Werkzeug zur Entwicklung und Erprobung von schutzzielorientierten Maßnahmen darstellt.

Gemäß den Forderungen des Atomgesetzes sind Kernkraftwerke mit umfassenden Sicherheitseinrichtungen ausgestattet, die bei Störfällen eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns sicherstellen und eine unzulässige Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung verhindern. Die Wirksamkeit der Sicherheitseinrichtungen wird durch die Beherrschbarkeit sogenannter Auslegungsstörfälle nachgewiesen, die so definiert sind, daß sie jeweils für eine Gruppe ähnlich ablaufender Ereignisse repräsentativ sind. Dieser Nachweis erfolgt im Rahmen des Genehmigungsverfahrens in der Regel durch die Simulation der Auslegungsstörfälle mit Hilfe von Rechenprogrammen unter Zugrundelegung konservativer Randbedingungen hinsichtlich des Betriebszustandes der Anlage (z. B. Leistung zu Beginn des Störfalles), der Systemverfügbarkeit (z. B. Einzelfehler- und Reparaturannahme) und der verwendeten Modelle (z. B. konservative Filmsiedekorrelation). Unter realistischen Randbedingungen weisen die Analysen erhebliche Sicherheitsreserven der Reaktoranlagen bei der Beherrschung der Auslegungsstörfälle aus.

Über diese Auslegungsstörfälle hinaus sind Ereignisabläufe denkbar, die zwar bei der Auslegung der Sicherheitseinrichtungen nicht berücksichtigt wurden – z. B. weil deren Eintreten extrem unwahrscheinlich ist – die jedoch zu erheblichen Schäden in der Anlage (Kernschmelzen) oder zu Radioaktivitätsausbreitung in die Atmosphäre führen können. Ursache dieser auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufe können beispielsweise weitere Ausfälle sicherheitsrelevanter Systeme oder Operateurfehleingriffe sein.

Zu diesen Ereignisabläufen werden weltweit Untersuchungen durchgeführt, die zum Ziel haben, durch flexiblen Einsatz der im Einzelfall tatsächlich zur Verfügung stehenden Betriebs- und Sicherheitssysteme oder auch externer Systeme, Kernschäden zu verhindern ("Prevention") bzw. die Folge eines Kernschmelzunfalles hinsichtlich der Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung zu minimieren ("Mitigation").

Das in Kernkraftwerken bisher angewendete Konzept zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle, nach dem das Betriebspersonal bei eindeutiger Erkennung des vorliegenden Falles ereignisorientiert vorgeht, wird ergänzt durch ein schutzzielorientiertes Vorgehen, bei dem auch bei Nichterkennen des auslösenden Ereignisses durch die Überprüfung weniger Schutzziele die Anlage überwacht und die notwendigen sicherheitsgerichteten Maßnahmen durchgeführt werden können. Wichtige Schutzziele zur Verhinderung eines Kernschmelzunfalles sind z. B. Begrenzung der Reaktivität, Aufrechthaltung der Kernkühlung oder Sicherung der Wärmeabfuhr aus den Kühlkreislauf.

Wesentliches Anliegen der Untersuchungen ist, die Konzepte und Maßnahmen ("Accident Management", AM) hinsichtlich

- Einsatzzeitpunkt
- Wirksamkeit
- Durchführbarkeit und
- Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept der Reaktoranlage

zu überprüfen. Wichtig ist auch die Erarbeitung eindeutiger Kriterien, die dem Betriebspersonal das Abweichen vom auslegungsgemäßen Störfallverlauf rechtzeitig zu Erkennen geben.

Basis dieser Untersuchungen sind zahlreiche Analysen zum Anlagenverhalten nach AM-Maßnahmen, die mit realistischen Randbedingungen durchgeführt werden und belastbare Ergebnisse liefern. Die eingesetzten Rechenprogramme müssen über Modelle verfügen, die die auftretenden physikalischen Phänomene hinreichend genau beschreiben.

Im Sinne einer effizienten Durchführung der Analysen sind – wenn es der Störfallablauf erlaubt – einfachere, schnell ablaufende Modelle von Vorteil.

Der gegenwärtig von der GRS in Zusammenarbeit mit Siemens/KWU entwickelte Analysesimulator erlaubt dem Benutzer, sowohl detaillierte als auch schnell laufende, einfache Modelle anzuwenden. Als Prozeßmodelle finden die Thermofluid-Rechenprogramme TRAC [1] und ATHLET [2] Verwendung. Beide Programme sind geeignet, die Auswirkung von AM-Maßnahmen auf den Störfallablauf im Bereich „Prevention“ zu simulieren. Die Erweiterung des Anwendungsbereiches des Analysesimulators auf den Bereich „Mitigation“ wird mit der Ankopplung von ATHLET-SA verwirklicht. Dieses auf ATHLET basierende Programm wird zur Zeit von GRS und IKE Stuttgart entwickelt und verfügt über Modelle zur Simulation der mit schweren Kernschäden verbundenen physikalischen Vorgänge wie Zirkonium-Oxidation, Kernschmelzen, Versagen der Kerntagestruktur oder Wasserstoff- und Spaltprodukttransport im Reaktorkühlsystem.

Da für eine realistische Überprüfung der schutzzielorientierten Vorgehensweise eine möglichst genaue Abbildung des Anlagenverhaltens notwendig ist, wird im Analysesimulator eine umfangreiche Simulation von thermohydraulischen Hilfsanlagen und Kontroll- und Sicherheitssystemen des Kraftwerks vorgenommen. Am Simulator können daher eine Vielzahl von Operateurmaßnahmen und Fehlern in Anlagensystemen nachgebildet werden. Die Benutzerschnittstelle ist durch grafikgestützte, interaktive Eingabemöglichkeiten während der Störfallsimulation (on-line) anlagennah und bedienfreundlich ausgeführt. Durch eine Vielfalt von grafischen Anlagen- und Systemschaubildern ist eine genaue Darstellung und Verfolgung der jeweiligen Simulation am Grafikbildschirmen möglich. Dies erleichtert dem Benutzer, Prozeß- und Störungszusammenhänge zu erkennen und geeignete Maßnahmen zur Einhaltung der Schutzziele einzuleiten.

2. Grundaufbau des Analysesimulators (AS)

Im AS werden vorhandene Modelle zur Beschreibung des technisch-physikalischen Anlagenverhaltens mit einer interaktiven, grafischen Benutzerschnittstelle für die Simulationssteuerung und Störungsauslösung sowie umfangreichen grafischen Ausgabemöglichkeiten versehen. Eine Übersicht des bisherigen Entwicklungsstandes gibt Bild 1.

2.1 Modelle

Der AS besitzt eine offene Schnittstelle zu beliebigen Prozeßmodellen. Bisher sind im AS zwei Systemcodes zur Beschreibung der thermohydraulischen und neutronenkinetischen Vorgänge in Leichtwasserreaktoren im Einsatz.

Als Referenzcode mit weitester Verbreitung ist TRAC/PF1 [1] implementiert, der die Simulation dreidimensionaler Fluidynamikeffekte erlaubt. Da die Rechenzeiten dieses Codes auf dem GRS-Rechner AMDAHL 5870 (Rechenleistung ca. 16 MIPS/CPU) erheblich über Echtzeit liegen, bleibt die Anwendung auf einige Spezialfälle beschränkt.

Als zweites Prozeßmodell steht der von der GRS entwickelte Systemcode ATHLET [2] zur Verfügung. Im ATHLET sind die in der GRS vorhandenen Programme ALMOD [3], DRUFAN [4] und FLUT [5] in einer neuen modularen Netzwerkstruktur mit einheitlicher Eingabe zusammengefaßt. Unter Erhaltung des erreichten Verifikationsstands für die Teilprogramme besitzt ATHLET damit ein Simulationsspektrum, das von betrieblichen Vorgängen über Transienten bis zur Simulation großer Lecks einschließlich der Wiederauffüllphase in Leichtwasserreaktoren reicht.

Zur Simulation dieser Fälle kann zwischen verschiedenen Modelloptionen und numerischen Verfahren gewählt werden. Zur Beschreibung der fluidynamischen Vorgänge kann thermodynamisches und kinematisches Nichtgleichgewicht zwischen Wasser- und Dampfphase berücksichtigt werden. Bei Verwendung eines homogenen Modells mit integrierter Impuls- und Massenbilanz läßt sich die Rechenzeit erheblich reduzieren, in

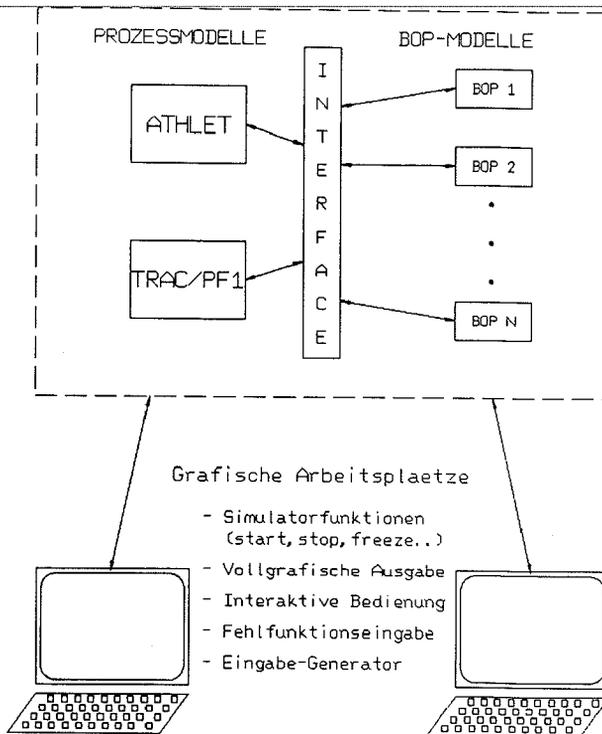


Bild 1: Aufbauschema des Analysesimulators

einigen Anwendungen wird bereits Echtzeitsimulation erreicht. Zusätzlich zu den allgemeinen Leitungsmodellen sind Sondermodelle für Komponenten wie Druckhalter, Dampferzeuger, Ventile, Pumpen und Akkumulatoren vorhanden. Für die Neutronenkinetik sind ein Punkt- und ein 1-D-Modell im Einsatz, die Implementierung eines vereinfachten 3-D-Modells mit Beschreibung der Xenodynamik und der Steuerstäbe wurde begonnen.

Neben den physikalischen Modellen sind im AS die Modelle für Balance of Plant (BOP) Systeme wie z. B. Regelsysteme, Schutzsysteme und nukleare Hilfssysteme wegen des breiten Anwendungsspektrums von erheblicher Bedeutung. Hierfür existiert für eine ausgewählte Referenzanlage eine umfangreiche Programmbibliothek fester Struktur, mit der das dynamische Verhalten solcher Systeme detailliert nachgebildet wird. Diese Bibliothek wurde als Projektbeitrag von der Siemens AG, Unternehmensbereich KWU, erstellt.

Für die Erweiterung dieser Modelle oder beim Übergang auf andere Anlagen wird das in ATHLET enthaltene General Control System Module (GCSM) [4] verwendet. Dieses System ist zur flexiblen Darstellung beliebiger Kontrollsysteme und einfacher Fluidsysteme geeignet, indem vom Benutzer Struktur und Parameter durch Zusammenfügen einfacher Grundelemente (Addierer, Integrierer u.a.) definiert werden können.

Zu den Thermohydraulikmodellen wurde eine spezielle Schnittstelle entwickelt, die die unterschiedlichen Zeitintegrationsverfahren von Fluidodynamik- und BOP-Modellen berücksichtigt und numerische Ungenauigkeiten vermeidet.

Zur Nachbildung beliebiger Störungen wurde in den Prozessmodellen des AS zusätzlich ein Fehlfunktionsmodul mit geeigneter Schnittstelle implementiert, der es ermöglicht, eine Vielzahl von den Modellen berechneter Größen mit einem vom Benutzer gewünschten Wert zu überschreiben.

Durch Vorgabe einer Zeitrampe oder eines Sprungs auf technisch mögliche Werte lassen sich damit beispielsweise die Drift eines Verstärkers, ein Signalausfall oder Handeingriffe des Operators simulieren.

Um die Unabhängigkeit von den verwendeten Modellen zu gewährleisten, besitzen im AS alle benutzerzugänglichen Größen eine anlagennahe und mnemotechnische Nomenklatur in Form eines hierarchischen Namensbaums mit vier Ebenen. Dadurch und durch den speziellen Aufbau der übrigen Schnittstellen (Grafikdaten, BOP-Modell und Fehlfunktionen) werden das Ersetzen einzelner Modellteile und die Hinzufügung neuer Programmsysteme wesentlich erleichtert.

2.2 Grafik und Bedienung

Die Modellsoftware ist mit einem Kommunikationssystem verbunden, das grafische Arbeitsplätze ansteuert. Der gesamte Programmablauf (Steuerung der Modellsoftware, Simulationsfunktionen wie start, stop, restart, replay, freeze, sowie interaktive Bedien- und Fehlfunktionen) wird vom Kommunikationsprogramm, das im folgenden als Monitor bezeichnet wird, bestimmt.

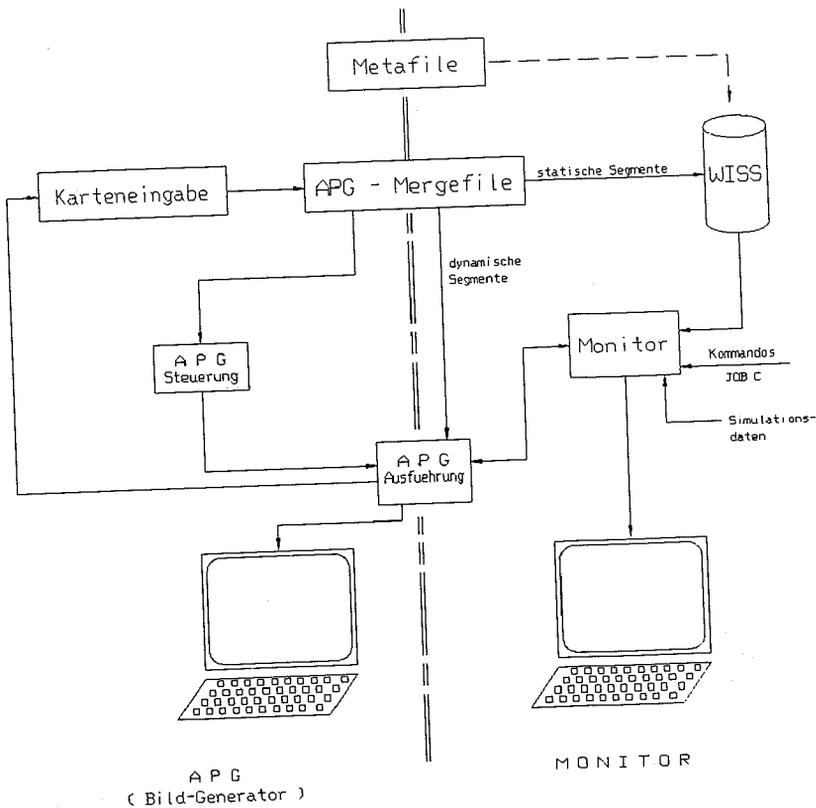


Bild 2: Grafikerzeugung im AS

Im Zusammenhang mit grafischen Arbeitsplätzen kommt der Portabilität des AS ganz besondere Bedeutung zu, denn der AS wird an zwei Stellen mit verschiedener Hardwareausstattung entwickelt und soll auch dritten zugänglich sein. Daher wird in diesem Projekt der internationale Grafikstandard GKS (Grafisches Kern-System) herangezogen, der die Portabilität der Grafiksoftware auf Workstations verschiedenster Hersteller garantiert.

Schon in frühen Projektphasen hat sich gezeigt, daß die Erstellung von Anwendergrafik als FORTRAN-Programme mit GKS-Aufrufen sehr aufwendig ist, da die Programme bei jeder Änderung eines Bildinhalts neu übersetzt und mit der übrigen Monitorsoftware gebunden werden müssen. Da erst an der grafischen Ausgabe auf dem Bildschirm erkannt wird, welche Änderungen und Ergänzungen des Bildes notwendig sind und im allgemeinen sehr viele Iterationen des Bildentwurfs benötigt werden, um ein zufriedenstellendes Bild zu erzeugen, ist dieser Weg der Bilderzeugung für die Erstellung eines größeren Bildvorrates nicht gangbar.

Es wurde daher beschlossen, einen grafischen Editor auf GKS-Basis zu schreiben, der die Bilderstellung beschleunigt. Die wichtigste Anforderung war, daß der Editor auch dynamisch veränderliche Bildteile behandeln kann. Das Diagramm in Bild 2 zeigt auf, wie ein Bild erzeugt, editiert und in den Monitor eingebunden wird. Die linke Seite des Bildes bezieht sich auf die Bilderstellung. Der Bildeditor, der als APG (A Picture Generator) bezeichnet wird, läuft in dieser Phase als eigenständiges Programm ab. Mit dem Editor ist es möglich, statische und dynamische Bilder sehr schnell zu entwerfen. Die Zeichenbefehle für das fertige Bild sind in einem Datensatz enthalten. Das Bild kann auch als Metafile abgespeichert werden, wenn es keine dynamischen Elemente enthält.

Die so generierten Datensätze oder GKS-Metafiles werden beim Ablauf des AS vom Monitor eingelesen. Statische Bildteile (Segmente) werden in den Workstation-unabhängigen Speicher (Workstation Independent Segment Storage, WISS) geschrieben und bei Bedarf einer Workstation zugeordnet. Dynamische Bildteile werden zu jedem Zeitschritt von denselben Programmteilen des APG generiert, die auch im stand-alone Betrieb des APG benutzt werden. Diese Programmteile werden vor Ausführung mit den übrigen Monitorroutinen gebunden. Mit zusätzlichen Routinen, die die Verbindung der dynamischen Bildgrößen zum Grafikvektor herstellen, ist eine sehr effiziente, rein eingabegesteuerte Einbindung von Bildern in den AS möglich.

Eingabegerät sind Tastatur, grafisches Tablett, 36 Funktionstasten und 8 Potentiometer pro Bildschirm. Diesen Eingabegeräten sind die GKS-Eingabefunktionen (LOCATOR, PICK, STRING, CHOICE, VALUATOR) entsprechend zugeordnet, wobei eine GKS-Eingabefunktion auf mehreren Eingabegeräten realisiert sein kann.

Die interaktive Bedienung des AS bezieht sich sowohl auf die Bedienung der Grafik (z. B. Auswahl von Bildern, die der Benutzer sehen will, Bedienung der Grafikfenster), als auch auf die Kommunikation mit der Modellsoftware. Interaktionen mit der Modellsoftware gliedern sich in zwei Hauptbereiche: Die Ablaufsteuerung (Simulatorfunktionen) und die Eingriffe in das Modell, um Handeingriffe oder Störungen nachzubilden. Handeingriffe und Störeingriffe erfolgen mit derselben Verfahrensweise.

Bild 3 zeigt die Aufteilung des Bildschirms in einige Grafikfenster, in denen auch Ausgaben des im AS integrierten Trendkurvenpakets zu sehen sind, und die Kontrolleiste auf der rechten Bildschirmseite, mit der die Grafik- und die Programmsteuerung angeklickt werden kann. Stehen mehrere Unterfunktionen zur Auswahl, erscheinen je nach Situation Menüs auf dem Bildschirm, die über Funktionstasten ausgewählt werden können.

Auch in den einzelnen Grafikfenstern sind verschiedene Bildteile "Mouse"-sensitiv. Beim Anklicken solcher Bildteile werden ebenfalls Auswahlmenüs für verschiedene Aktionen angeboten. So kann sich der Benutzer z. B. auf einfache Weise durch grafische Anwahl von Ventilen aus den entsprechenden Systembildern die aktuelle Position anzeigen lassen oder Auf- bzw. Zufahren einleiten.

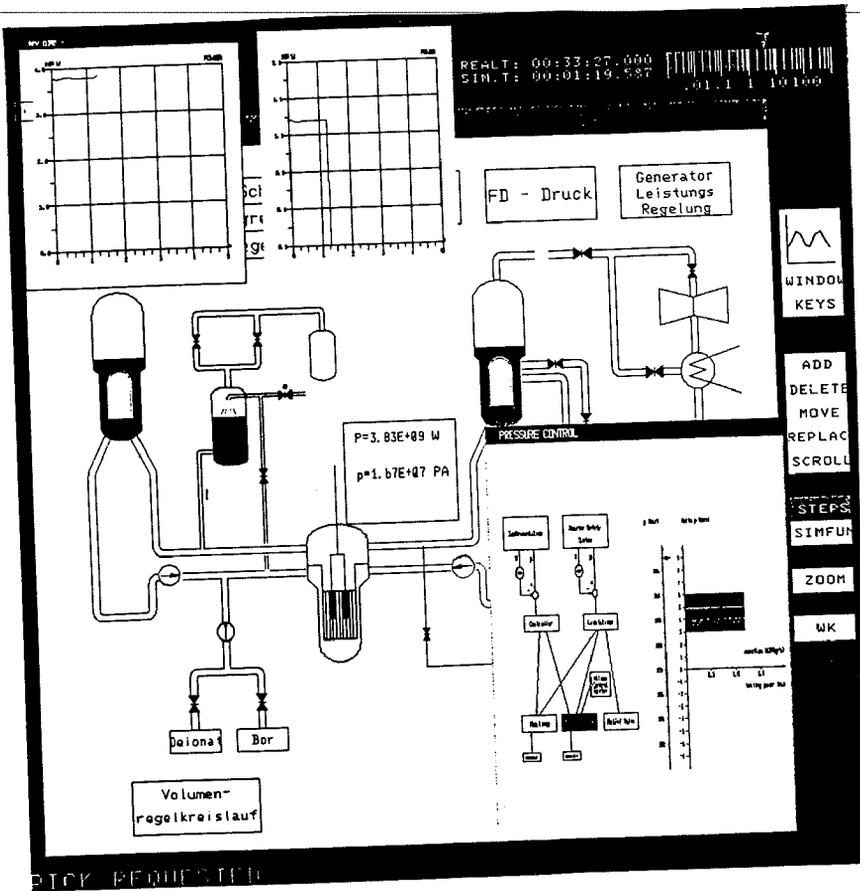


Bild 3: Bildbeispiel am Grafikschild des AS

In Bild 4 wird das Nodalisierungsschema mehrerer Objekte eines Druckwasserreaktors gezeigt, d. h. die Abbildung der Anlage in der Simulation. Die grafische Darstellung wird automatisch durch Auswertung der Rechenprogrammeingabe erzeugt und kann im AS nach Vorgabe einer Farbskala die Verteilung ortabhängiger Größen (z. B. Temperatur) im Strömungskreislauf mittels entsprechender Farbschattierungen wiedergeben.

2.3 Programmorganisation

Die Tatsache, daß auf Großrechnern bisher GKS nur auf der Ebene 2b zur Verfügung steht, auf der keine asynchrone Eingabe möglich ist und der Wunsch, die Grafikprogramme, die derzeit am Großrechner ablaufen, zukünftig auch auf dedizierten Grafikrechnern einzusetzen, haben auf eine Programmorganisation geführt, wie sie in Bild 5 dargestellt ist. Die gesamte AS-Software läuft auf drei parallelen Sitzungen (Jobs) ab. In der ersten Sitzung (Job A) wird die Modellsoftware (Prozeß- und BOP-Modelle) abgearbeitet. Dieser Job kann im Hinter- oder Vordergrundbetrieb ablaufen. Die von der Modellsoftware generierten physikalischen Daten (Grafikvektor) werden auf ein Direct-Access (DA)-File geschrieben, das von der zweiten Sitzung (Job B, Monitor) gelesen wird.

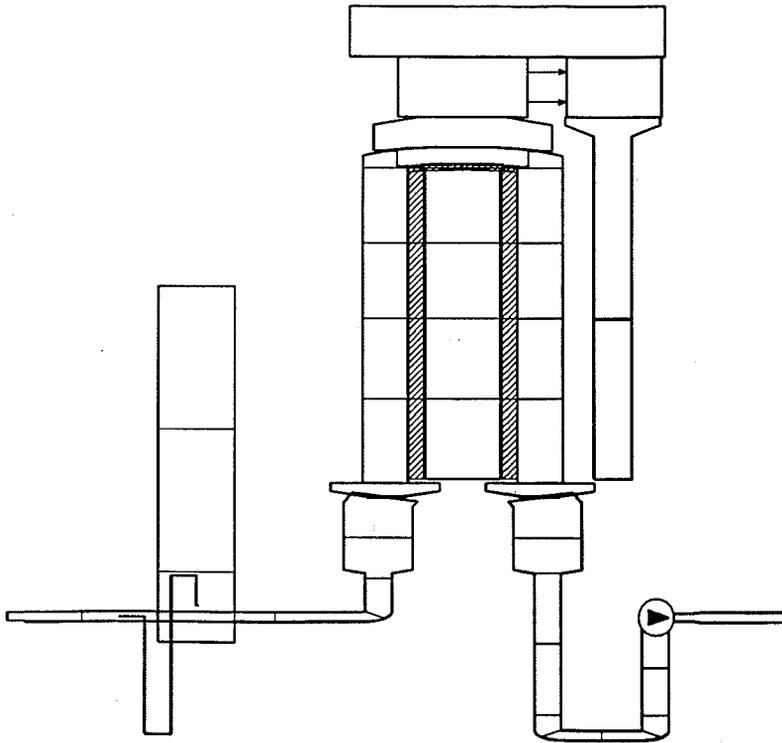


Bild 4: Grafische Darstellung von ATHLET Geometrie- und Nodalisierungsdaten

Da der GKS-Level 2b keine asynchrone Eingabe gestattet, müßte der Monitor nach jedem abgearbeiteten Zeitschritt auf eine Eingabe vom Bediener warten. Dieses Vorgehen würde erfordern, daß der Benutzer nach jedem Zeitschritt einen Befehl eingibt, der den nächsten Schritt initiiert. Natürlich ist dieses Vorgehen nicht sinnvoll, so daß eine Möglichkeit vorzusehen war, den Ablauf des Grafikprogramms nur im Fall einer gewünschten Bedienung anzuhalten. Zu diesem Zweck ist eine dritte Sitzung notwendig (Job C), die mit dem Monitor ebenfalls über DA-Files kommuniziert. Wird von Job C aus ein Befehl abgesetzt, liest der Monitor diesen Befehl und reagiert entsprechend. Steht kein Bedienbefehl an, wird die Grafiksoftware weiter abgearbeitet.

Die Kommunikation der drei Jobs über DA-Files führt auf eine ein- /ausgabeintensive Struktur, die sich auf die Leistungsfähigkeit des Gesamtsystems auswirkt. Alternative Möglichkeiten wie die Einrichtung eines gemeinsamen Speicherbereichs im Hauptspeicher würden die Leistungsfähigkeit zwar deutlich verbessern, jedoch auf Lösungen führen, die nicht mehr auf andere Rechner portiert werden können. Eine erhebliche Verbesserung des Bedienkomforts mit direkter Eingabe aller Befehle über die Bildschirme des Monitors ist nur bei Einsatz des GKS-Levels 2c erzielbar, der aber erst in Zukunft möglich sein wird.

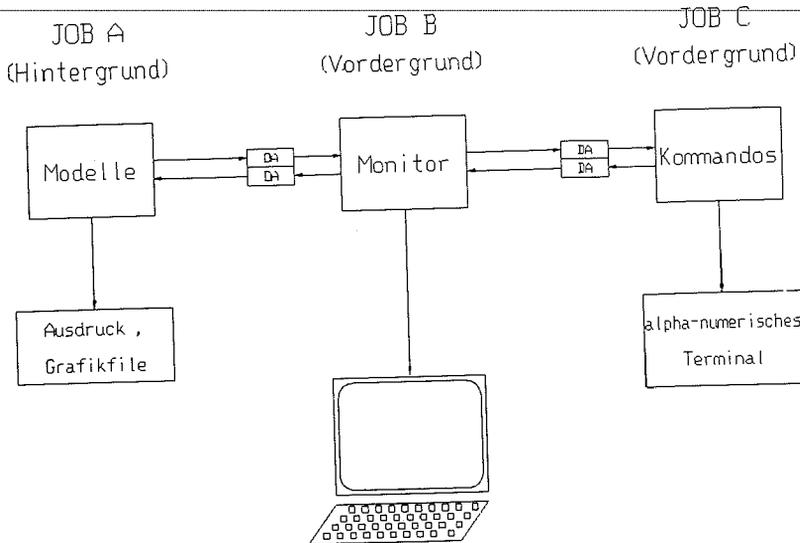


Bild 5: Programmorganisation und Datenfluß im AS

3. Fallstudie

Um die Einsatzmöglichkeiten des Simulators in der Darstellung von Vorgängen bei AM-Maßnahmen zu demonstrieren, ist eine mit dem ATHLET-Vorgänger DRUFAN durchgeführte Rechnung visualisiert worden.

Die untersuchte Transiente wird durch den Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung eingeleitet. Die Reaktorschnellabschaltung wird nach 40 s durch niedrigen Dampferzeuger-Wasserstand ausgelöst. Die automatische Dampferzeugerbespeisung ist nicht verfügbar. Während der gesamten Transiente stehen betriebliche Regelsysteme (Volumenregelsystem, Druckhalterheizung, Druckhalterprüfung) und die Hauptkühlmittelpumpen zur Verfügung.

Nach dem Ausdampfen der Dampferzeuger (ca. 20 min) heizt sich der Primärkreis auf. Durch die Volumenexpansion des primärseitigen Kühlmittels erhöht sich der Primärdruck, so daß bei etwa 30 min das erste Druckhalterventil öffnet. Ab etwa 50 min tritt im Primärkreis Dampfbildung auf. Dies bewirkt unmittelbar danach das Öffnen des 2. Druckhalterventils.

Nachdem die Füllstandssonde im oberen Plenum einen Füllstand unterhalb der Unterkante der Hauptkühlmittelleitungen anzeigt, wird als AM-Maßnahme die primärseitige Druckabsenkung durch das vollständige Öffnen der beiden Druckhalterregelventile mit einer Zeitverzögerung von 100 s bei etwa 60 min eingeleitet. Bei der Rechnung wurde angenommen, daß die Füllstandssonde auch bei laufenden Hauptkühlmittelpumpen den kollabierten Wasserspiegel anzeigt.

Das Signal für den niedrigen Wasserstand im oberen Plenum löst gemeinsam mit dem schon anstehenden Signal 'Containmentdruck größer als 30 mbar' das Notkühlkriterium aus, wodurch die Hauptkühlmittelpumpen und das Volumenregelsystem ausgeschaltet werden. Das Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen führt zu einer Neuverteilung des Restwassers im Primärkreis, d. h. das Restwasser sammelt sich im unteren Plenum,

Downcomer, Kern- und Pumpenbögen. Trotz der Erhöhung des Wassergehalts im Kern verschlechtern sich die Kühlungsbedingungen im Kern, da wegen der Verringerung der Strömungsgeschwindigkeit sich Wasser und Dampf im Kern separieren und den oberen Teil des Kerns freilegen. Während der Druckabsenkung dampft der Kern fast vollständig aus und wird zu Beginn der HD-Sicherheitseinspeisung (knapp 70 min) ganz freigelegt. Der Normalstab im Kern erreicht bei etwa 70 min seinen Maximalwert von 700 °C. Bei 75 min ist der Kern wiederaufgefüllt und der gesamte Kern ist wiederbenetzt. Nach 80 min beginnt die Akkumulatoreinspeisung. Kurz danach wurde die Rechnung beendet.

Die Rechnung nimmt auf der AMDAHL-5870 mehrere CPU-Stunden in Anspruch. Die Visualisierung dieses Falls kann daher nicht on-line erfolgen, sondern nur durch Abspielen der gespeicherten Ergebnisse. Dazu werden entlang der Darstellung des Primärkreises Stützstellen definiert, die der Nodalisierung im Modell entsprechen. Die entsprechenden Werte des Dampfgehalts werden über den Primärkreis und den Reaktordruckbehälter interpoliert und in eine Farbskala mit beliebig wählbarer Auflösung umgesetzt. Ventilstellungen und Pumpendrehzahl werden ebenfalls durch eine Farbskala dargestellt, der Verlauf der Temperaturverteilung im Kernbrennstoff wird durch ein Balkendiagramm wiedergegeben.

Der visualisierte Rechenlauf zeigt sehr deutlich auf, daß erst durch Verdichtung der von den Modellprogrammen erzeugten Daten ein Gesamteindruck der Anlagensituation entsteht. Der AS ist somit ein ausgezeichnetes Werkzeug, das Verständnis der Vorgänge insbesondere in Störfallbereichen zu fördern und zu trainieren.

4. Ausblicke

In der hier vorgestellten ersten Simulatorversion sind im Hinblick auf die interaktive Handhabung und die schnelle Realisierung und Einbindung von grafischen Ausgabeformaten die angestrebten Ziele weitgehend erreicht worden. Bezüglich der Modellssoftware und einer für den AS geeigneten Rechnerstruktur sind jedoch noch erhebliche Anstrengungen notwendig, um zur geforderten Geschwindigkeit und Robustheit der Systemcodes, dem notwendigen Umfang der Modelle, geeigneten grafischen Darstellungen sowie zu sofort verfügbaren Datensätzen für mehrere Anlagen zu gelangen.

Geschwindigkeit und Robustheit der Modellprogramme ist von den eingesetzten numerischen Lösungsverfahren, der Struktur der Modelle und der Rechnerkonfiguration abhängig. Diese Aspekte werden in der erforderlichen engen Zusammenarbeit mehrerer Fachabteilungen berücksichtigt werden. Außerdem werden die Arbeiten zur Simulatorentwicklung in zwei Projekten fortgeführt, einem Fortsetzungsprojekt Analysesimulator und in der Testwarte.

Das Fortsetzungsprojekt AS wird sich darauf konzentrieren, den Simulationsumfang zu erweitern und Datensätze für verschiedene Anlagen zu generieren. Geplant ist die Verbindung von ATHLET mit dem Containment-Modell RALOC, die Erweiterung von ATHLET auf schwere Störfälle (ATHLET-SA) und Siedewasserreaktoranlagen. Die Nachbildung der Leit- und Systemtechnik erfordert besondere Maßnahmen, um die unterschiedliche Auslegung dieser Systeme in verschiedenen Anlagen zu berücksichtigen: Zur Modellierung der BOP-Systeme wird GCSM (General Control System Module) eingesetzt, mit dem einzelne Funktionsblöcke mittels Eingabedaten zu einem Modell verknüpft werden können. Die Erfahrung zeigt, daß auch einfache Systeme einen erheblichen Umfang an Eingabedaten benötigen, die Erstellung der Datensätze fehleranfällig ist, und Modifikationen nur schwer durchzuführen sind. Es wird daher ein Expertensystem entwickelt, mit dem die Eingabe für GCSM interaktiv generiert werden kann. Das System wird grafische Hilfen anbieten für

- Verknüpfung von GCSM-Bausteinen
- Darstellung des erzeugten Blockschaltbildes

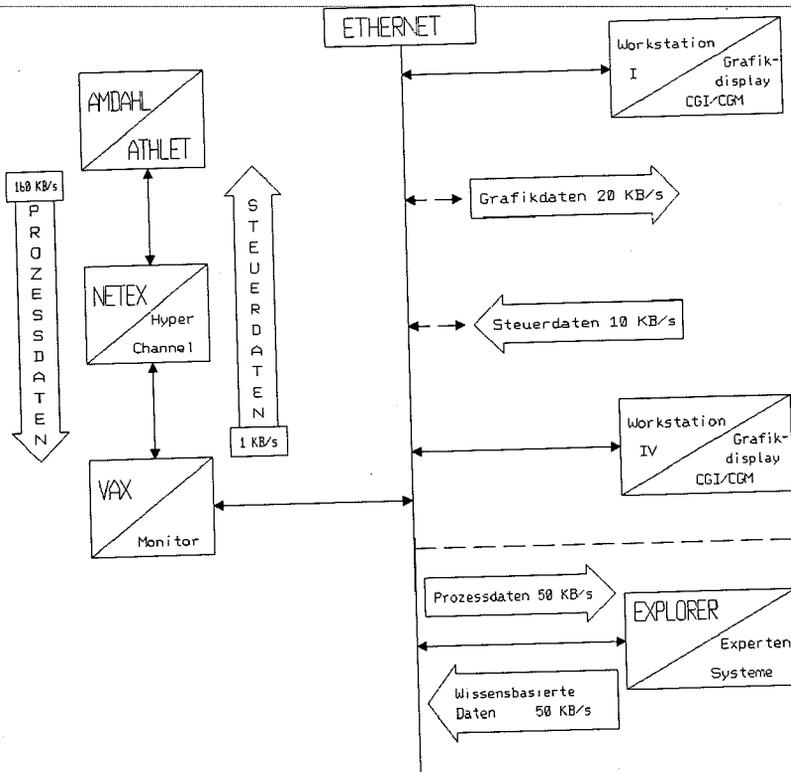


Bild 6: Konfiguration der GRS-Testwarte

- Darstellung von Systemparametern
- interaktive Ablauftests
- Hilfsfunktionen.

Erste Versuche in dieser Richtung haben gezeigt, daß die Fehlerquote und die für den Aufbau eines Modells benötigte Zeit erheblich reduziert werden können.

Im Projekt Testwarte wird eine Rechnerstruktur entwickelt, die den Einsatz des Analyse-simulators besonders für die Entwicklung und Analyse von Störfallprozeduren sowie die Erprobung von Diagnosesystemen unterstützen soll. Die Konfiguration der Testwarte ist in Bild 6 dargestellt. Die Modellsoftware wird weiterhin auf dem Großrechner abgearbeitet werden.

Die von den Modellen produzierten Daten werden nach jedem Rechenzeitschritt über eine schnelle Datenleitung an einen Prozeßrechner geschickt, auf dem das Kommunikationssystem abläuft. Der Prozeßrechner bedient mehrere grafische Arbeitsplätze in einem lokalen Netz, von denen aus interaktiv in die Prozeßmodelle auf dem Großrechner eingegriffen werden kann. Im lokalen Rechnernetz befinden sich zusätzliche Prozeßrechner und eine LISP-Maschine, auf der AM-Prozeduren in Expertensystemumgebung getestet werden können.

Literatur

- [1] TRAC-PF1/MOD1
An Advanced Best-estimate Computer Program for PWR Thermal Hydraulic Analysis
NUREG/CG-3858
LA-10157-MS
- [2] Schäfer, A, und G. Lerchl:
Modelling of Transients with the GRS System Code ATHLET
ANS/EPRI Topical Meeting
Atlanta, April 1987
- [3] Gaal, U., U. Graf, A. Höld, S. Langenbuch, J.E. Miro, A. Schäfer
T. Voggenberger und J.P. Weber:
ALMOD4/MOD1
Code Description, Volume 1: Users Manual, Volume 2: Input and Output, Volume 3: Description of Models and Methods
GRS-A-1316/I-III, Dec. 86
- [4] Steinhoff, F.:
DRUFAN O2, Interim Program Description
Part 1: GRS-A-685, März 1982
Part 2: GRS-A-714, Mai 1982
- [5] Hora, A., C. Michetschläger, H.G. Sonnenburg und V. Teschendorff:
Analysis of Reflood Phenomena by the Two-Fluid Code FLUT
Advances in Two-Phase Flow and Heat Transfer, M. Nijhoff Publ. Den Haag, 1983

Ereignisabläufe mit anlageninternem Notfallschutz in der Risikostudie

F. W. Heuser, H. Hörtnner, E. Kersting¹⁾

Kurzfassung

Der Beitrag behandelt zunächst die Ergebnisse der systemtechnischen Untersuchungen der Deutschen Risikostudie Phase B. Demnach beträgt die Gesamthäufigkeit der von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe etwa $5 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr ohne Berücksichtigung von anlageninternen Notfallmaßnahmen.

Auch bei einem weitgehenden Ausfall von Sicherheitssystemen kann mit Notfallmaßnahmen ein Kernschmelzunfall verhindert oder in seinen Schadensfolgen begrenzt werden. Es werden Untersuchungen zur Wirksamkeit von präventiven Notfallmaßnahmen vorgestellt.

Die Durchführbarkeit von sekundärseitigen und primärseitigen „Bleed and Feed“-Maßnahmen und der Einfluß auf die Häufigkeit von Hochdruck- und Niederdruck-Kernschmelzen werden diskutiert. Die Häufigkeit für Kernschmelzen kann damit reduziert und in den meisten Fällen ein Hochdruck-Kernschmelzen verhindert werden.

Weiterhin wird auf anlageninterne schadensbegrenzende Notfallschutzmaßnahmen eingegangen, die dazu dienen, die Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters sicherzustellen.

Abstract

The paper first deals with the results of the investigations in the field of systems engineering as carried out in Phase B of the German Risk Study. Accordingly, the total frequency of event sequences which are not coped with by the safety systems amounts to approx. $5 \cdot 10^{-5}$ per year, without considering accident management measures.

Even in a far-reaching failure of safety systems, accident management measures can be used to prevent a core meltdown accident or mitigate its consequences. Investigations of the efficiency of preventive emergency measures are presented.

The possible implementation of „bleed and feed“ measures on both the secondary and the primary side and their influence on the frequency of high-pressure and low-pressure core meltdown accidents are discussed. Thus, the frequency with respect to core meltdowns can be reduced, and in most cases a high-pressure core meltdown can be prevented.

Furthermore, mitigating accident management measures are addressed which are used for the preservation of the retention function of the containment.

1. Einführung

Für Kernkraftwerke ist ein umfassendes Sicherheitskonzept entwickelt worden. Die im Reaktorkern enthaltenen radioaktiven Stoffe sind in mehreren hintereinander liegenden Strukturen eingeschlossen. Zum Schutz dieser Barrieren sind Kernkraftwerke mit

¹⁾ Dr. Friedrich-Wilhelm Heuser, Dr. Helmut Hörtnner, und Dipl.-Ing. Edmund Kersting, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS)
mbH

umfangreichen sicherheitstechnischen Einrichtungen ausgerüstet. Tritt ein Störfall ein, so greifen weitgehend automatisch verschiedene redundant aufgebaute Sicherheitssysteme ein, um die Störung zu erkennen und den Störfall zu beherrschen.

Neuere Untersuchungen zur Störfallanalyse zeigen, daß eine Anlage auch dann noch Sicherheitsreserven besitzt, wenn Sicherheitssysteme nicht wie vorgesehen eingreifen sondern versagen, und nominelle Auslegungsgrenzen überschritten werden. Diese Sicherheitsreserven können für anlageninterne Notfallmaßnahmen genutzt werden. Das Ziel dieser Maßnahmen besteht darin, auch unter erschwerten Bedingungen einen Unfall noch zu verhindern oder wenigstens in seinen Schadensfolgen wirksam zu begrenzen. Das Sicherheitskonzept wird durch Einbeziehung dieser Maßnahmen um einen weiteren wichtigen Schritt ergänzt.

Ausgehend von den Arbeiten und Ergebnissen zur Deutschen Risikostudie, Phase B, befaßt sich dieser Beitrag mit der Bedeutung der anlageninternen Notfallmaßnahmen für die Sicherheitsbeurteilung und mit einigen hierzu durchgeführten Untersuchungen.

Die ersten, frühen Risikostudien hatten vor allem das Ziel, Häufigkeit und Ausmaß möglicher Unfallfolgen außerhalb der Anlage, also das Risiko abzuschätzen.

Hier zeigten jedoch bereits die Arbeiten zur Deutschen Risikostudie, Phase A, daß ein großer Nutzen probabilistischer Untersuchungen auch bei der technischen Sicherheitsbeurteilung liegt. So führten die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen seinerzeit zu einer Reihe von systemtechnischen Verbesserungen, mit denen das Unfallrisiko deutlich vermindert werden konnte.

In den Arbeiten zur Deutschen Risikostudie, Phase B, ist dieser Aspekt wesentlich vertieft worden. Dabei wurde erkannt, welche Bedeutung vor allem auch anlageninternen Notfallmaßnahmen, den sog. Accident Management Maßnahmen, beizumessen ist.

Für die Bewertung und Optimierung der technischen Sicherheit lassen sich daher in den Arbeiten zur Phase B der Studie folgende Schwerpunkte nennen :

- die Vervollständigung des untersuchten Störfallspektrums,
- die Vertiefung der Unfallanalyse unter Berücksichtigung neuer Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung, sowie
- Untersuchungen zu anlageninternen Notfallmaßnahmen.

Im einzelnen wird dabei methodisch in folgenden Schritten vorgegangen. Als erstes ist

- die Häufigkeit der betrachteten auslösenden Ereignissen zu ermitteln und
- die Häufigkeit der von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe zu bestimmen.

Desweiteren werden

- Möglichkeiten und Einfluß wichtiger präventiver Accident Management Maßnahmen, deren Ziel es ist, Kernschmelzen zu verhindern, untersucht, und
- schadensbegrenzende Accident Management Maßnahmen zur Sicherstellung der Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters diskutiert.

2. Auslösende Ereignisse

Die Tabellen 1 und 2 geben einen Überblick zu den für anlageninterne Störfälle betrachteten auslösenden Ereignisse im Vergleich zwischen Phase A und Phase B. Angegeben sind jeweils die Erwartungswerte der Eintrittshäufigkeiten.

Für Phase B wurden die Eintrittshäufigkeiten häufiger Transienten (sog. zu erwartende Transienten) sowie weitere Betriebsdaten durchweg aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung des Kernkraftwerkes Biblis B gewonnen. Die Ergebnisse der Deutschen Risikostudie Phase B sind daher anlagenspezifisch und können auf andere Kernkraftwerke nicht ohne weiteres übertragen werden.

Tabelle 1: Häufigkeit auslösender Ereignisse
(Erwartungswerte 1/a)

Kühlmittelverluststörfälle	Phase A	Phase B
Hauptkühlmittleitung		
○ großes und mittleres Leck	$1 \cdot 10^{-3}$	$< 10^{-7}$
○ kleines Leck	$3 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-3}$
Druckhalter		
○ Fehlöffnen von Sicherheitsventilen	-	$3 \cdot 10^{-2}$
○ Öffnen von Druckhalterventilen bei Transienten	0,5	0,8
Dampferzeuger-Heizrohrleck	-	$7 \cdot 10^{-3}$
Anschlußleitungen		
○ Fälschlich offene Erstabspernung	-	$2 \cdot 10^{-2}$

Tabelle 2: Häufigkeit auslösender Ereignisse
(Erwartungswerte 1/a)

Transienten	Phase A	Phase B
Notstromfall	0,1	0,1
Ausfall Hauptspeisewasser	0,8	0,2
Ausfall Hauptwärmesenke (langfristig)		
○ ohne Ausfall Hauptspeisewasser	0,3	0,4
○ mit Ausfall Hauptspeisewasser	-	0,3
Leck in einer Frischdampf-Leitung	-	$2 \cdot 10^{-3}$
ATWS-Störfall	$3 \cdot 10^{-5}$	$\sim 10^{-5}$

Nach Abschluß der Phase A sind jedoch in der Anlage eine Reihe von Systemänderungen durchgeführt worden. Die bis 1979 gewonnene Betriebserfahrung kann somit für die gegenwärtigen Verhältnisse nicht als repräsentativ angesehen werden. Für die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse

- Ausfall des Hauptspeisewassers,
- Ausfall der Hauptwärmesenke, und
- Öffnen von Druckhalter-Ventilen bei Transienten wurden daher nur die Betriebserfahrungen seit 1980 bewertet.

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit des Notstromfalls wurde abweichend davon die gesamte Betriebszeit der Anlage betrachtet.

Eintrittshäufigkeiten für Kühlmittelverluststörfälle können nur allgemeiner abgeleitet werden. So werden die Häufigkeiten für kleine Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, für Leckagen an Dampferzeuger-Heizrohren und für Fehlöffnen von Druckhalter-Ventilen auf der Basis deutscher Betriebserfahrungen abgeschätzt. Entsprechendes gilt auch für die Häufigkeit einer fälschlich offenen Erstabsperrung in einer Anschlußleitung des Primärsystems.

Häufigkeiten für große und mittlere Lecks im Reaktorkühlkreis lassen sich nur theoretisch z. B. aus bruchmechanischen Analysen ableiten. Aufgrund zwischenzeitlich durchgeführter Untersuchungen zu diesen Rohrleitungen ergeben sich erheblich niedrigere Eintrittshäufigkeiten als ursprünglich in Phase A angesetzt. Damit wurde dem hohen Qualitätsstand der Rohrleitungen, den guten Betriebserfahrungen und dem gewachsenen Kenntnisstand zum Bruchverhalten von Rohrleitungen Rechnung getragen.

Die in der Armaturenkammer neu eingesetzten Rohrleitungen und Armaturen entsprechen den Anforderungen, die für Rohrleitungen mit Bruchausschluß gemäß dem Basis sicherheitskonzept gestellt werden. Für Rohrleitungen mit diesen Qualitätsmerkmalen wird für die Belange der Risikostudie für die Eintrittshäufigkeit für große und mittlere Lecks ein rechnerischer Wert von $< 1 \cdot 10^{-7}$ verwendet. Die übrigen Rohrleitungen sind aus höherfestem Feinkornstahl und weisen gegenüber den heutigen Anforderungen neben dem Unterschied im Werkstoff verschiedene Abweichungen auf.

Für die Bestimmung der Eintrittshäufigkeiten großer und mittlerer Lecks im Frischdampfsystem wurden keine detaillierten Einzelanalysen durchgeführt, sondern die allgemeinen Daten aus der Phase A übernommen.

3. Ereignisablauf- und Systemanalyse

Die Tabellen 3 und 4 enthalten die Ergebnisse der Ereignisablaufanalysen und der hierzu durchgeführten Systemanalysen. Aufgeführt sind, wiederum im Vergleich zwischen Phase A und Phase B, zu den verschiedenen auslösenden Ereignissen die Häufigkeiten von Ereignisabläufen, die mit den auslegungsgemäß vorgesehenen Sicherheitssystemen nicht beherrscht werden. Diese Häufigkeiten ergeben sich aus der Multiplikation der Eintrittshäufigkeiten der jeweiligen auslösenden Ereignisse mit den Versagenswahrscheinlichkeiten der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systeme.

Können bei einem Ausfall der Sicherheitssysteme keine weiteren Maßnahmen unternommen werden, mit denen eine längerfristige Freilegung des Kerns und eine Überhitzung des Brennstoffs verhindert wird, ist Kernschmelzen die Folge. Die angegebenen Häufigkeiten entsprechen dann Beiträgen zur Kernschmelzhäufigkeit aus den jeweiligen auslösenden Ereignissen.

Eine wichtige Kritik an den Ergebnissen der Phase A bestand darin, daß Kernschmelzen bereits angenommen wurde, wenn die für das Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen zur Wirksamkeit der Sicherheitssysteme nicht erfüllt werden konnten. Für die Zuverlässigkeitsanalysen zur Phase B der Risikostudie wurden daher für die Wirk-

Tabelle 3: Häufigkeit der mit den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Erwartungswerte 1/a)

Kühmittelverluststörfälle	Phase A	Phase B
Hauptkühlmittelleitung		
○ großes und mittleres Leck	$2 \cdot 10^{-6}$	$\ll 10^{-7}$
○ kleines Leck	$5,7 \cdot 10^{-5}$	$5 \cdot 10^{-6}$
Druckhalter		
○ kleines Leck durch Fehlöffnen von Sicherheitsventilen	-	$4 \cdot 10^{-6}$
○ kleines Leck am Druckhalter bei Transienten	$9 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$
Dampferzeuger-Heizrohrleck	-	$1 \cdot 10^{-5}$
Anschlußleitungen		
○ Leck im Ringraum	-	$< 10^{-6}$

Tabelle 4: Häufigkeit der mit den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Erwartungswerte 1/a)

Transienten	Phase A	Phase B
Notstromfall	$1 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-6}$
Ausfall Hauptspeisewasser	$3 \cdot 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-6}$
Ausfall Hauptwärmesenke (langfristig)		
○ ohne Ausfall Hauptspeisewasser	$< 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-6}$
○ mit Ausfall Hauptspeisewasser	-	$8 \cdot 10^{-6}$
Leck in einer Frischdampf-Leitung	-	$7 \cdot 10^{-6}$
ATWS-Störfall	$1 \cdot 10^{-6}$	$\sim 10^{-7}$

samkeit der Sicherheitssysteme soweit wie möglich realistische Mindestanforderungen zugrundegelegt. Hierzu wurden umfangreiche anlagendynamische Untersuchungen, vor allem thermohydraulische Rechnungen zur Notkühlung und Nachwärmeabfuhr, durchgeführt.

Im Vergleich zu Phase A wurden in den Ergebnissen zu Phase B eine Reihe von Systemänderungen in der Referenzanlage berücksichtigt. Die meisten dieser Änderungen wurden bereits durchgeführt oder erfolgen in nächster Zeit. Die Ergebnisse zur Phase B zeigen, daß damit die vormals in Phase A führenden Beiträge, z. B. die Häufigkeit für ein nicht beherrschtes kleines Leck, erheblich reduziert werden. Das Sicherheitsniveau der Anlage wird damit entscheidend verbessert.

Zusätzlich zu den in Phase A behandelten auslösenden Ereignissen werden in Phase B weitere auslösende Ereignisse untersucht, insbesondere

- Lecks im Frischdampf-System,
- Leckagen an Dampferzeuger-Heizrohren, und
- Lecks in Anschlußleitungen des Reaktorkühlkreislaufs.

Auf dem mit den Systemänderungen verbesserten Sicherheitsniveau ergeben sich zu diesen auslösenden Ereignissen maßgebliche Beiträge zur Häufigkeit der von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe.

So wurde für ein nicht beherrschtes Leck in einer Frischdampfleitung ein Beitrag von knapp $10^{-5}/a$ ermittelt. Er resultiert hauptsächlich aus Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters.

Einen etwa gleich hohen Beitrag erhält man für ein nicht beherrschtes Leck an Dampferzeuger-Heizrohren. Wichtig sind hier vor allem Abläufe, bei denen der defekte Dampferzeuger nicht isoliert und die Dampfleckage mit dem Volumenregelsystem nicht kompensiert werden kann. Diese Häufigkeit läßt sich durch einfache Änderungen (häufigere Funktionsprüfungen, Änderungen im Betriebshandbuch) noch reduzieren. Hier können außerdem, auch über viele Stunden, vom Betriebspersonal noch Maßnahmen unternommen werden, mit denen eine Freilegung des Kerns verhindert wird.

Die Häufigkeit für einen nicht beherrschten Kühlmittelverlust über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs ist nach dem gegenwärtigen Untersuchungsstand kleiner als $10^{-6}/a$. Wesentlich hierfür ist das fälschliche Offenbleiben und Versagen der Absperrarmaturen. Der als Folge auftretende Bruch einer Leitung führt zu einem Kühlmittelverlust aus dem Primärsystem in den Ringraum.

Die Eintrittshäufigkeit für dieses Ereignis ist zwar äußerst gering. Kann ein Kernschmelzen jedoch nicht verhindert werden, führt diese Sequenz zu einer unmittelbaren Aktivitätsfreisetzung nach außen. Es sind daher eine Reihe von Maßnahmen geplant, mit denen die Eintrittshäufigkeit eines solchen Lecks weiter erheblich reduziert wird.

Insgesamt ergibt sich für die von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe eine Häufigkeit von $5 \cdot 10^{-5}/a$. Die wesentlichen Beiträge zu diesem Wert resultieren aus nicht beherrschten Transienten und kleinen Lecks.

Charakteristisch für diese Abläufe sind zunächst langsame Zustandsänderungen im Primärsystem, die keineswegs sofort zum Kernschmelzen führen. Hier besteht in vielen Fällen, auch nach einem Versagen oder Teilversagen von Sicherheitssystemen, noch Zeit, um anlageninterne Maßnahmen zu ergreifen, mit denen ein Schmelzen des Kerns verhindert werden kann. Wenn dies nicht gelingt, so kann mit diesen Maßnahmen ein Kernschmelzen zumindest verzögert werden.

Diese anlageninternen Notfallmaßnahmen und bisher zu diesen Maßnahmen durchgeführte Untersuchungen werden im folgenden ausführlicher beschrieben.

4. Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Unter anlageninternen Notfallmaßnahmen versteht man die Gesamtheit von Maßnahmen, die unternommen werden können, um auslegungsgemäß nicht vorgesehene Anlagenzustände rechtzeitig zu erkennen, zu kontrollieren und in ihren möglichen Auswirkungen wirksam zu begrenzen.

Es sind generell Maßnahmen, die nicht mehr durch das Betriebshandbuch erfaßt werden. Es sind also zusätzliche Maßnahmen, die über die automatischen bzw. fest vorgeplanten Sicherheitsaktionen hinausgehen. Die Maßnahmen sind weitgehend zustandsorientiert und können damit unvorhergesehenen Situationen angepaßt werden. Sie umfassen den flexiblen Einsatz von Sicherheitssystemen sowie von Betriebssystemen, die im Notfall ausgefallene Sicherheitsfunktionen übernehmen.

Zu den Notfallmaßnahmen lassen sich prinzipiell zwei Ebenen unterscheiden, präventive Maßnahmen und begrenzende Maßnahmen. Der präventive Schutz, also die Verhinderung von Schäden, hat in jedem Fall Vorrang vor Maßnahmen zur Begrenzung von Schäden. Erstes Ziel von Accident Management Maßnahmen ist es daher, Kernschäden überhaupt zu verhindern.

Kommt es jedoch zum Schmelzen, wird man versuchen, ein Durchschmelzen des Druckbehälters zu verhindern, Schmelzanteile und aus dem Brennstoff freigesetzte Spaltprodukte im Primärsystem zurückzuhalten. Schließlich werden auch Maßnahmen geplant, mit denen ein frühzeitiges, unkontrolliertes Versagen des Sicherheitsbehälters verhindert wird und die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte weitgehend im Sicherheitsbehälter und im Gebäudesumpf zurückgehalten werden können.

Im folgenden wird auf den Bereich weitgehend präventiver Maßnahmen eingegangen. Besprochen werden sogenannte Bleed and Feed Prozeduren, mit denen nach einer Druckabsenkung im System eine längerfristige Freilegung des Kerns verhindert und die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor sichergestellt werden kann. Die Maßnahmen werden im folgenden skizziert.

Sekundärseite Maßnahmen

Diese Maßnahmen werden eingeleitet, wenn der Dampferzeuger-Füllstand unter 2 m absinkt. Die Dampferzeuger werden über das Öffnen der Frischdampf-Abblaseventile oder auch der Sicherheitsventile auf einen Druck von < 1 MPa entlastet. Die Dampferzeuger können dann entweder mit Wasser aus dem Speisewasserbehälter (passiv) oder aber mit Hilfe mobiler Pumpen (z. B. Feuerlöschpumpen), die auf der Druckseite der Notspaisepumpen angeschlossen werden (aktiv), bespeist werden. Die Nachwärme wird über die Frischdampf-Abblasestation nach außen abgegeben.

Primärseitige Maßnahmen

Diese Maßnahmen erfolgen bei Absinken des kollabierten Wasserspiegels im oberen Plenum des Reaktordruckbehälters unter die Unterkante der Hauptkühlmittelleitungen. Über das Öffnen von Druckhalter-Ventilen wird der Druck im Primärsystem soweit abgesenkt, daß unterhalb von 11 MPa die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen und im weiteren unterhalb von 2,6 MPa die Druckspeicher Notkühlwasser einspeisen. Die Nachwärme wird mit Hilfe des Nachkühlsystems abgeführt.

Für die Bleed and Feed Prozeduren lassen sich folgende Schutzziele angeben :

- Mit sekundärseitigem Bleed and Feed kann die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger wiederhergestellt werden, so daß auch langfristig eine ausreichende Kühlung des Kerns erfolgt.

- Eine ausreichende Wärmeabfuhr und Kernkühlung kann auch durch ein primärseitiges Bleed erreicht werden, wenn mit absinkendem Druck im Primärsystem die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung erfolgt und der Reaktorkern wieder aufgefüllt wird.
- Steht die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung nicht zur Verfügung, z. B. bei einem vollständigen Ausfall der Energieversorgung (Station Blackout), kann mit der Einspeisung aus den Druckspeichern der Beginn des Kernschmelzens verzögert, und damit Zeit gewonnen werden, um ausgefallene Sicherheitsfunktionen, z. B. die Energieversorgung, wiederherzustellen.
- Kommt es zum Schmelzen, wird letztlich mit einer Druckentlastung des Primärsystems ein Schmelzen unter hohem Druck verhindert. Das ist vor allem deshalb wichtig, weil ein Kernschmelzen unter hohem Druck zu einem frühen Versagen des Sicherheitsbehälters und damit zu schweren Unfallfolgen führen kann.

Bild 1 zeigt ein vereinfachtes Ereignisablaufdiagramm, an dem die Strategie der Bleed and Feed Maßnahmen erläutert werden kann. Einleitendes Ereignis ist ein Transientenstörfall, der von den Sicherheitssystemen nicht beherrscht wird. Zusätzlich ist in das Bild eine Zeitachse eingetragen, auf der zu zwei ausgewählten Transienten, „Ausfall des Hauptspeisewassers“ und dem „Notstromfall“ grobe Angaben zu den Zeiten gemacht sind, zu denen die jeweiligen Accident Management Maßnahmen – gekennzeichnet im Diagramm durch die Verzweigungspunkte – spätestens unternommen werden müssen, um ein Kernschmelzen zu verhindern. In der weiteren Diskussion, auch der thermodynamischen Rechnungen zu diesem Bild, wird stets auf die Transiente „Ausfall des Hauptspeisewassers“, dem schnelleren und daher ungünstigeren Transientenverlauf Bezug genommen.

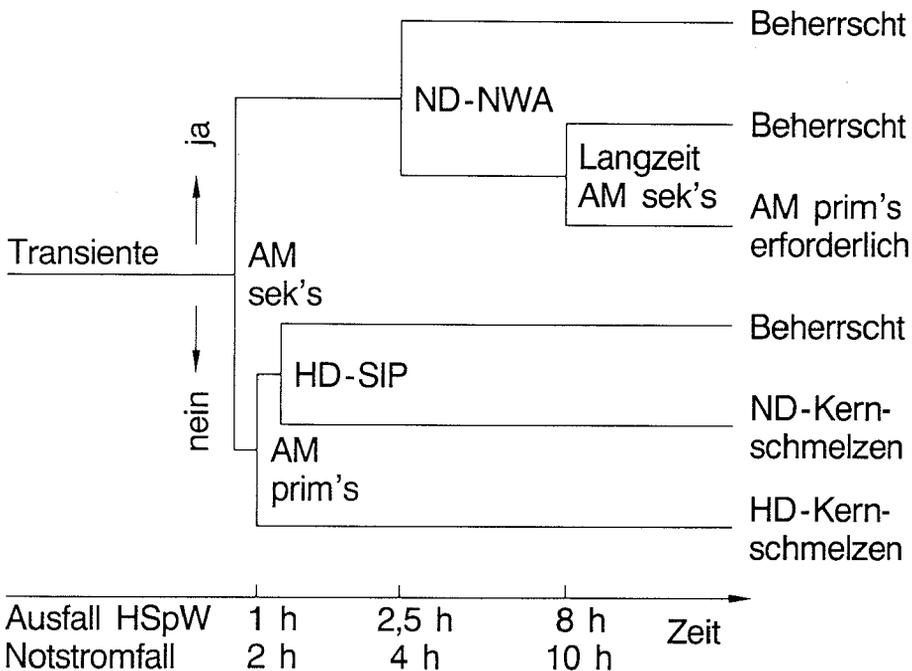


Bild 1: Ereignisablaufdiagramm für Transienten mit AM-Maßnahmen

Man wird zunächst alles daran setzen, mit Eingriffen auf der Sekundärseite die Wärme über die Dampferzeuger abzuführen. Sekundärseitige Maßnahmen haben Vorrang vor primärseitigen Maßnahmen.

Erfolgt die sekundärseitige Druckentlastung, wird über knapp zwei Stunden die Bespeisung der Dampferzeuger aus dem Speisewasserbehälter sichergestellt. Mit dieser Maßnahme werden Druck und Temperatur im Primärsystem soweit abgesenkt, daß die langfristige Wärmeabfuhr mit Hilfe des Nachkühlsystems im Nachkühlbetrieb durchgeführt werden kann.

Versagt dieser Übergang auf primärseitige Nachkühlung, kann die Nachwärmeabfuhr mit mobilen Pumpen aufrechterhalten werden. Hierzu stehen mehrere Stunden zur Verfügung, bevor eine nicht mehr zu begrenzende Kernaufheizung, einsetzt. Versagt diese Maßnahme, müssen primärseitige Aktionen erfolgen.

Primärseitige Maßnahmen werden generell dann unternommen, wenn mit Eingriffen auf der Sekundärseite eine Beschädigung des Kerns nicht sicher verhindert werden kann.

Sind sekundärseitige Maßnahmen nicht möglich, müssen auch die primärseitigen Maßnahmen, das Abblasen über die Druckhalter-Ventile, spätestens eine Stunde nach Störfalleintritt erfolgen. Ist die Hochdruck- Sicherheitseinspeisung vorhanden, wird Kernschmelzen verhindert. Anderenfalls kommt es zum Schmelzen unter niedrigem Druck. Hier wird mit der Einspeisung aus den Druckspeichern der Beginn des Schmelzens zwar noch etwas verzögert, das Schmelzen selbst aber – nach dem derzeitigen Stand der Untersuchungen – nicht mehr unterbunden.

Gelingen weder sekundärseitige noch primärseitige Maßnahmen, um das Primärsystem zu entlasten, kommt es zum Schmelzen unter hohem Druck.

Um die Accident Management Maßnahmen insgesamt auch durchführen zu können, wurden bzw. werden in den Kernkraftwerken verschiedene systemtechnische Verbesserungen vorgenommen. Im einzelnen sind dies :

- Änderungen, die eine Druckentlastung und selbsttätige Bespeisung der Dampferzeuger aus dem Speisewasserbehälter ermöglichen,
- die Installation zusätzlicher Anschlüsse für mobile Pumpen auf der Pumpendruckseite der Notspeisepumpen,
- die Auslösung des Notkühlsignals auch durch niedrigen Füllstand im oberen Plenum des Reaktordruckbehälters, sofern entweder der Kühlmitteldruck niedrig oder der Druck im Sicherheitsbehälter hoch ist,
- die Auslegung der Druckhalter-Ventile und der zugehörigen Steuerventile auf Wasserabblasen und die dabei auftretenden Kräfte sowie die damit verbundenen Umgebungsbedingungen,
- dabei erhalten die Druckhalter-Abblaseventile und Sicherheitsventile jeweils eine zusätzliche Steuerleitung, die nur durch Motorarmaturen zu öffnen ist. Die Motorarmaturen erhalten eine über Batterien gesicherte elektrische Energieversorgung.

5. Wirksamkeit präventiver Notfallmaßnahmen

Um die Wirksamkeit der einzelnen Maßnahmen zu beurteilen, insbesondere auch die für diese Maßnahmen verfügbaren Zeitspannen zu ermitteln, sind umfangreiche thermohydraulische Rechnungen durchgeführt worden. Für diese Rechnungen wurde das GRS-Programm DRUFAN verwendet.

Bild 2 zeigt zur Transiente „Ausfall des Hauptspeisewassers“ den Druckverlauf im Primär- und Sekundärsystem, wenn nach einem vollständigen Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung 60 Minuten nach Störfalleintritt sekundärseitiges Bleed eingeleitet wird.

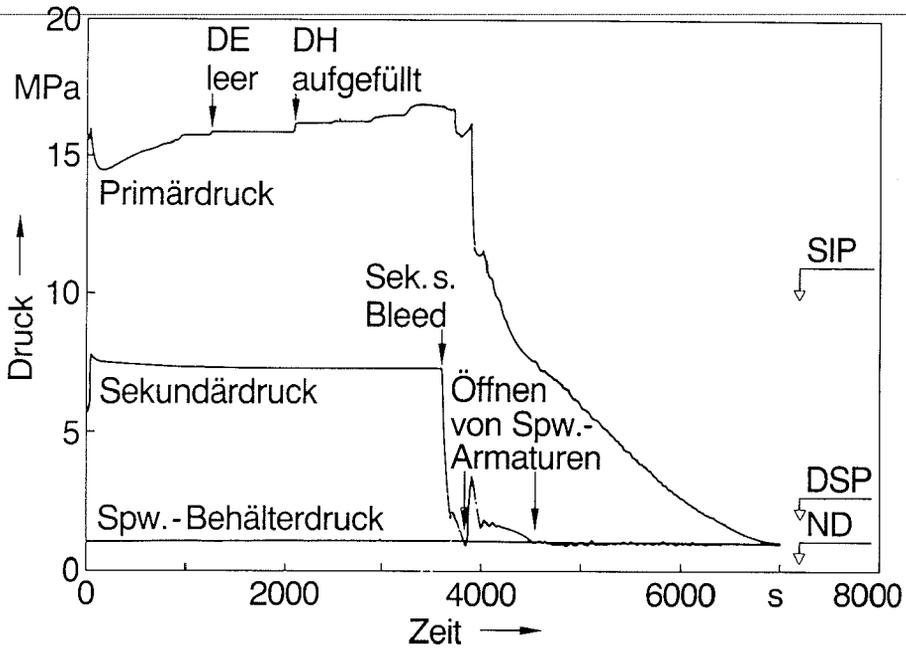


Bild 2: Ausfall Hauptspisewasser, sekundärseitige AM Systemdrücke

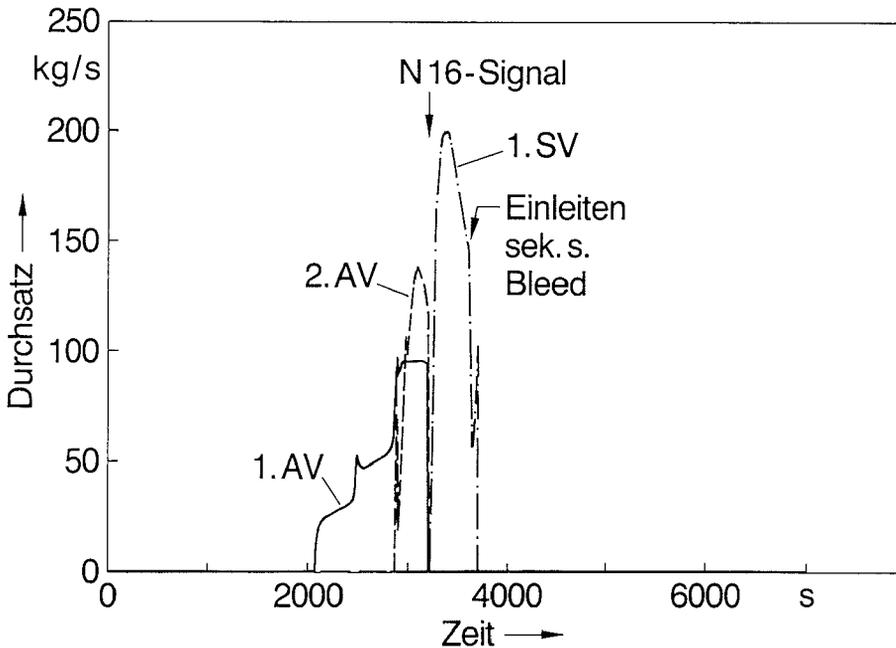


Bild 3: Ausfall Hauptspisewasser, sekundärseitige AM DH-Abblasemassenströme

Bei fehlender Bespeisung sind die Dampferzeuger bereits nach 20 Minuten ausgetrocknet. Anders als beim nicht beherrschten Notstromfall führt hier der Energieeintrag der weiterlaufenden Hauptkühlmittelpumpen zu einem schnelleren Ausdampfen der Dampferzeuger. Sind die Dampferzeuger ausgetrocknet, heizt sich der Primärkreis auf, es kommt zum Ansprechen der Abblaseventile am Druckhalter.

Bild 3 zeigt die Abblasemassenströme über die Druckhalter-Ventile. Es öffnet zunächst das kleinere der beiden Abblaseventile, bei Erreichen der Sättigungsbedingungen auch das zweite Ventil.

Durch das Abblasen von aktiviertem Kühlmittel in den Sicherheitsbehälter sprechen die N16-Detektoren an. Damit werden beim derzeitigen Systemaufbau die Abblaseventile automatisch abgesperrt, das erste Sicherheitsventil öffnet. Der maximale Durchsatz beträgt etwa 200 kg/s.

Von Beginn des Abblasens an wird eine Wasserausströmung auftreten, da der Druckhalter schon bei Öffnen des ersten Abblaseventils vollständig aufgefüllt ist.

Mit Einleiten des sekundärseitigen Bleeds, dem Öffnen der Frischdampf-Abblaseregelventile 60 Minuten nach Störfalleintritt, sinkt der Druck im Sekundärsystem sehr schnell ab. Nach Öffnen von Speisewasserarmaturen gelangt Wasser aus dem Speisewasserbehälter in die leeren Dampferzeuger. Dabei wird die Dampfabströmung von den Querschnitten der Abblaseregelventile begrenzt.

Die Maßnahme führt unmittelbar zur Absenkung des Drucks auf der Primärseite. Das Sicherheitsventil am Druckhalter schließt. Nach etwas mehr als 10 Minuten ist bereits die Nullförderhöhe der Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen erreicht. Der Reaktorkern wird wieder geflutet. Bei Ausfall der HD-Sicherheitseinspeisung wäre nach weiteren 30 min der Primärdruck auf den Einspeisedruck der Druckspeicher abgesunken.

Bild 4 zeigt die zugehörigen Füllstandsverläufe im Reaktorkern und im Dampferzeuger,

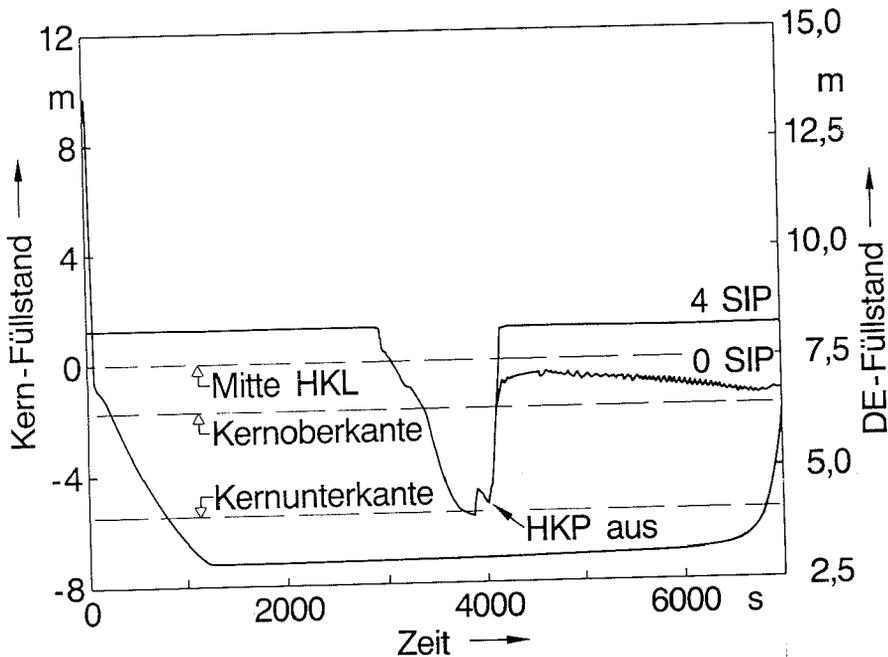


Bild 4: Ausfall Hauptspeisewasser, sekundärseitige AM Füllstand im Kern und DE

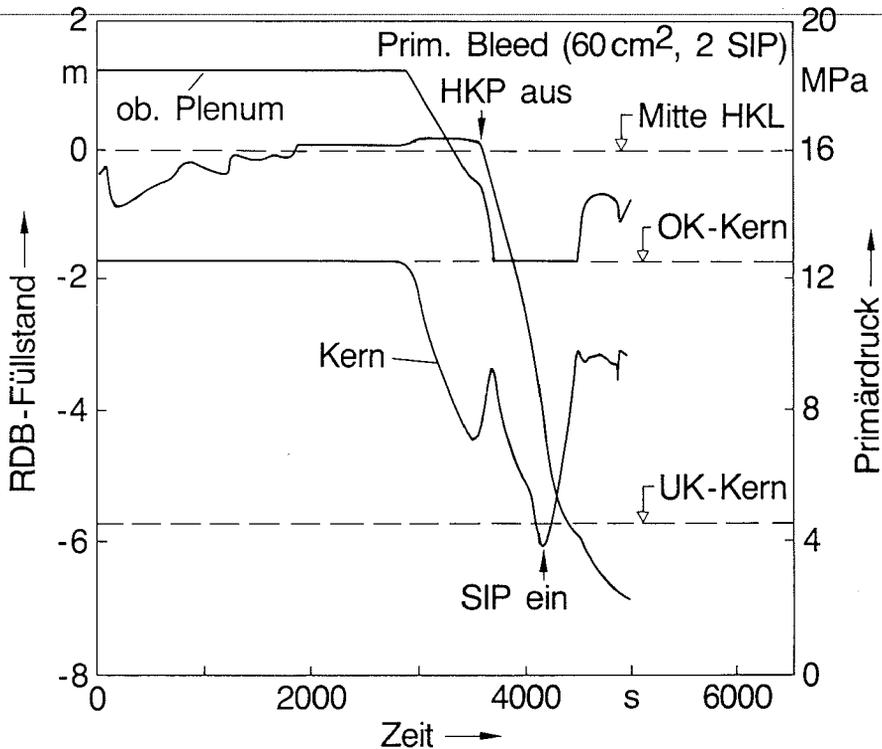


Bild 5: Ausfall Hauptspeisewasser, primärseitige AM Primärdruck und RDB-Füllstand

genauer gesagt den kollabierten Wasserspiegel als Maß für das noch vorhandene Wasserinventar.

Mit Erreichen der Sättigungsbedingungen beginnt der kollabierte Wasserspiegel im Kern zu sinken. Zum Zeitpunkt der AM-Maßnahmen (bei 3600 s) ist der kollabierte Wasserspiegel auf Kernunterkante abgesunken. Die Bespeisung der Dampferzeuger muß spätestens zu diesem Zeitpunkt erfolgen, um eine Kernaufheizung zu verhindern.

Im hier gezeigten Fall werden die Hauptkühlmittelpumpen erst nach Erreichen der Notkühlkriterien (nach etwa 4000 s) abgeschaltet. Mit der Umwälzung des Zweiphasen-Gemisches bewirken sie – auch bei geringem Wasserinventar – noch eine wirksame Kernkühlung.

Die Kühlung des Kerns ist allerdings auch nach Abschalten der Pumpen gesichert, da zu diesem Zeitpunkt noch ausreichend Kühlmittel im Primärsystem vorhanden ist und der Kernbereich mit der nun einsetzenden Phasenseparation wiederaufgefüllt wird. Selbst bei fehlender Hochdruck- Sicherheitseinspeisung steigt das Wasserinventar – der kollabierte Wasserspiegel – wieder über die Oberkante des Kerns. Die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor erfolgt dann im sog. „Reflux-Condensator-Mode“. Aufsteigender Dampf kondensiert im Dampferzeuger. Das rückfließende Kondensat sammelt sich wieder in den unteren Bereichen des Kreislaufs.

Unterhalb von 2.6 MPa (nach ca. 6000 s) speisen die Druckspeicher ein. Sie wurden hier in den Rechnungen nicht berücksichtigt. Mit der Einspeisung aus den Druckspeichern würde der Reaktorkern wieder geflutet.

Bild 5 zeigt, wiederum zur Transiente „Ausfall des Hauptspeisewassers“, Rechnungen zu

primärseitigem „Bleed and Feed“, wenn die sekundärseitigen Accident Management Maßnahmen nicht gelingen. Aufgetragen sind der Druck im Primärsystem und die Füllstandsverläufe im Kern und im oberen Plenum.

Eine Stunde nach Störfalleintritt ist der kollabierte Wasserspiegel im oberen Plenum auf die Unterkante der Hauptkühlmittelleitung abgesunken. Spätestens zu diesem Zeitpunkt muß die primärseitige Maßnahme, das Öffnen von Druckhalterventilen vorgenommen werden. Mindestens erforderlich und für die Rechnungen zugrundegelegt wurde das Öffnen von 2 Druckhalter-Ventilen von zusammen 60 cm² Querschnitt.

Zu diesem Zeitpunkt werden mit dem Ansprechen der Notkühlkriterien die Hauptkühlmittelpumpen automatisch abgeschaltet. Damit verschlechtern sich zunächst die Kühlungsbedingungen für den Kern. Während des Abblasens über die Druckhalter-Ventile sinkt der kollabierte Wasserspiegel im Kernbereich und erreicht bis zu Beginn der Hochdruck-Sicherheitseinspeisung (bei etwa 4200 s) die Kernunterkante. Für den Normalstab im Kern ergeben sich dann Hüllrohrtemperaturen von maximal 700 °C.

Für die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung ist hier lediglich mit der Mindestanforderung von zwei Sicherheitseinspeisepumpen gerechnet worden. Etwa 75 Minuten nach Störfalleintritt ist der Kern wieder benetzt und ausreichend aufgefüllt. Die Rechnung wurde daher über diesen Zeitpunkt hinaus nicht weitergeführt.

6. Bewertung präventiver Notfallmaßnahmen

Sind die Wirksamkeiten der Maßnahmen geklärt, stellen sich die folgenden Fragen:

- Wie lassen sich diese Maßnahmen im einzelnen durchführen ?
- Können die Maßnahmen in Risikountersuchungen bewertet werden ?

Die im Übersichtsbild (Bild 1) aufgeführten Maßnahmen sind derzeit noch nicht in allen Details und Einzelanforderungen spezifiziert. Das trifft insbesondere für die sekundärseitigen Accident Management (AM)- Maßnahmen zu.

Eine Bewertung der sekundärseitigen Maßnahmen ist vor allem deshalb noch schwierig, weil die Prozeduren und Zeiten, die zur Vorbereitung und Durchführung der Maßnahmen erforderlich sind, noch nicht im einzelnen spezifiziert und ausreichend genau ermittelt sind.

Bisher fehlen auch praktische Erfahrungswerte, aus Übungen abgeleitete Angaben zu Handlungsanforderungen und Zeitspannen, die für die Maßnahmen im einzelnen erforderlich sind. Eine wahrscheinlichkeitmäßige Bewertung der sekundärseitigen AM-Maßnahmen kann daher derzeit in der Risikostudie noch nicht vorgenommen werden.

Auch für die Bewertung der primärseitigen Bleed-Maßnahme müssen noch verschiedene Zuverlässigkeitsanforderungen im Detail nachgewiesen werden. Allerdings erscheint es erreichbar, daß diese Maßnahme in 99 von 100 Fällen erfolgreich ist (Versagenswahrscheinlichkeit 10⁻²). Wahrscheinlichkeiten in diesem Bereich wurden auch bereits in anderen Ländern für diese Maßnahmen abgeschätzt.

Mit rechtzeitigem primärseitigen Bleed werden gleichzeitig zwei Wirkungen erzielt :

- Bei Funktion der primärseitigen Notkühlung, also der Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen wird ein Kernschmelzen verhindert.
- Sind diese Systeme ausgefallen, so kommt es zu einem Kernschmelzen unter niedrigem Druck. Ein Kernschmelzen unter hohem Druck und eine damit verbundene Gefährdung des Sicherheitsbehälters wird jedoch vermieden.

Tabelle 5 enthält für verschiedene Gruppen von auslösenden Ereignissen eine Gegenüberstellung der Häufigkeiten nicht beherrschter Ereignisabläufe ohne und mit Berücksichtigung der primärseitigen Accident Management Maßnahmen. Dabei wurde für die

Tabelle 5: Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe
(Erwartungswerte 1/a)
Einfluß primärseitiger AM-Maßnahmen mit $w \sim 10^{-2}/\text{Anf.}$

Auslösendes Ereignis	ohne AM		mit primärs. AM	
	HD-KS	ND-KS	HD-KS	ND-KS
Kleine Lecks	$1 \cdot 10^{-5}$	$5 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$4 \cdot 10^{-6}$
Dampferzeuger-Heizrohrleck	$1 \cdot 10^{-5}$		$1 \cdot 10^{-7}$	gering
Leck in einer Anschlußleitung		$< 10^{-6}$		$< 10^{-6}$
Anlageninterne Transienten	$2,3 \cdot 10^{-5}$		$2 \cdot 10^{-7}$	gering
ATWS- Störfall	$\sim 10^{-7}$		$\sim 10^{-7}$	
Erdbeben	$3 \cdot 10^{-6}$		$2 \cdot 10^{-8}$	$< 10^{-6}$
Summe	$\sim 5 \cdot 10^{-5}$	$< 2 \cdot 10^{-6}$	$\sim 5 \cdot 10^{-7}$	$< 6 \cdot 10^{-6}$

primärseitige AM-Maßnahme eine Versagenswahrscheinlichkeit von 10^{-2} pro Anforderung angenommen.

Ohne primärseitige Druckentlastung würde es nur für nicht beherrschte kleine Lecks mit einem Leckquerschnitt größer 60 cm^2 und bei einem Leck über eine Anschlußleitung zu Kernschmelzen unter niedrigem Druck (ND-Kernschmelzen) kommen.

Für kleinere Leckquerschnitte ($< 60 \text{ cm}^2$), die ohne Accident Management zu einem Schmelzen unter hohem Druck führen würden, resultieren die Hauptbeiträge aus den auslösenden Ereignissen „Fehlöffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils“ und „kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung“.

Mit einem erfolgreichen primärseitigen Bleed würde hier anstelle eines Hochdruck-Schmelzens Niederdruck-Kernschmelzen erfolgen. Der hier für Niederdruck-Schmelzen angegebene Beitrag erklärt sich daraus, daß etwa 40 % der aus kleinen Lecks nicht beherrschten Abläufe durch den Ausfall der primärseitigen Notkühlung bedingt sind. In einem Teil der Fälle sind hier noch AM-Maßnahmen mit Einsatz des Volumenregelsystems denkbar, so daß ein Kernschmelzen zumindest um viele Stunden verzögert werden kann.

Beim Dampferzeuger-Heizrohrleck kann durch eine primärseitige Druckentlastung, auch bei fehlender Isolation des defekten Dampferzeugers, ein weiterer Kühlmittelaustrag verhindert und der Störfall beherrscht werden. Man erhält daher im Vergleich zu den „kleinen Lecks“ nur einen geringen“ Beitrag zur Häufigkeit von ND-Kernschmelzen. Darüber hinaus läßt sich die Häufigkeit für das nicht beherrschte Heizrohrleck durch einfache Änderungen (häufigere Funktionsprüfungen, Änderungen im Betriebshandbuch) auch noch deutlich herabsetzen.

Die Häufigkeit des nicht beherrschten Lecks in einer Anschlußleitung kann mit der AM-Maßnahme Bleed and Feed nicht beeinflusst werden.

Ursache nicht beherrschter anlageninterner Transienten ist in praktisch allen Fällen ein Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung. Da die Nichtverfügbarkeit der Hochdruck- und Niederdruckeinspeisung sehr niedrig ist, kann mit einer primärseitigen Druckentlastung in praktisch allen Fällen ein Kernschmelzen verhindert werden.

Anders liegen die Verhältnisse beim Erdbeben. Ohne die Berücksichtigung von AM-Maßnahmen wurde hier für nicht beherrschte Abläufe eine Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr ermittelt. Auch mit primärseitiger Druckentlastung ergibt sich hier mit einer Häufigkeit kleiner $10^{-6}/a$ ein noch vergleichsweise hoher Anteil für ND-Kernschmelzen. Dieser Wert entspricht der Häufigkeit für den aus Erdbeben verursachten Ausfall aller Notstromdiesel.

In der Summe liegt die mit primärseitigem AM erreichbare Häufigkeit für Kernschmelzen unter hohem Druck (HD-Kernschmelzen) bei etwa $5 \cdot 10^{-7}/a$. Dieser Wert kann mit den bisher nicht bewerteten sekundärseitigen AM-Maßnahmen noch reduziert werden.

Unabhängig davon sind zum Kernschmelzen unter hohem Druck jedoch noch weitere Untersuchungen notwendig. Dabei ist vor allem zu klären, inwieweit vor einem Versagen des Reaktordruckbehälters heiße Leitungsabschnitte des Primärsystems versagen und damit den Druckbehälter entlasten. In diesem Fall würde das Hochdruck- in ein Niederdruck-Kernschmelzen übergehen und zu keiner unmittelbaren Gefährdung des Sicherheitsbehälters führen.

Die Häufigkeit für Kernschmelzen unter niedrigem Druck wurde zu insgesamt etwa $4 \cdot 10^{-6}/a$ abgeschätzt. Dieser Wert ist noch vorläufig; er kann mit sekundärseitigen AM-Maßnahmen nicht wesentlich beeinflusst werden.

Die mit dieser Bewertung der primärseitigen AM-Maßnahmen erreichten Ergebnisse sind in Bild 6 noch einmal veranschaulicht.

Werden keine AM-Maßnahmen unternommen, führen praktisch alle von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe zu einem Kernschmelzen unter hohem Druck. Praktisch kann aber in der hier vorgenommenen Bewertung in 99 von 100 Fällen mit primärseitigen AM-Maßnahmen ein Kernschmelzen unter hohem Druck verhindert werden. Die Häufigkeit von HD-Kernschmelzen kann mit sekundärseitigen AM-Maßnahmen weiter reduziert werden.

Das Diagramm zeigt weiter, daß die Kernschmelzhäufigkeit um etwa eine Größenordnung auf $< 6 \cdot 10^{-6}/a$ verringert wird. In dem für ND-Kernschmelzen mit Berücksichtigung der primärseitigen AM-Maßnahmen erhöhten Anteil kommt einfach zum Ausdruck, daß mit den Maßnahmen zwar ein Schmelzen unter hohem Druck, in einer Reihe von Fällen Kernschmelzen selbst aber nicht verhindert werden kann. Das ND-Kernschmelzen läßt sich jedoch in einigen Fällen durch Einsatz des Volumenregelsystems zumindest um viele Stunden verzögern. Mit welcher Wahrscheinlichkeit in dieser Zeit weitere Notfallmaßnahmen ergriffen werden können, wurde bisher noch nicht untersucht.

7. Schadensbegrenzende Maßnahmen

Der Vollständigkeit halber soll noch kurz auf die Möglichkeiten schadensbegrenzender Maßnahmen eingegangen werden.

Auch für den Fall, daß erhebliche Kernschäden bereits eingetreten sind, kann mit einer Einspeisung von Kühlmittel die Zerstörung des Kerns noch aufgehalten werden. Dies hat der Unfall von TMI gezeigt.

Mit Beginn eines Kernschmelzens werden jedoch größere Anteile von Spaltprodukten aus dem Brennstoff und im weiteren Verlauf des Unfalls aus dem Reaktorkühlkreis in den Sicherheitsbehälter freigesetzt.

Hier sind schadensbegrenzende, anlageninterne Notfallmaßnahmen darauf ausgerichtet, ein frühzeitiges und unkontrolliertes Versagen des Sicherheitsbehälters zu verhindern. Die Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters muß über eine längere Zeit soweit aufrecht-

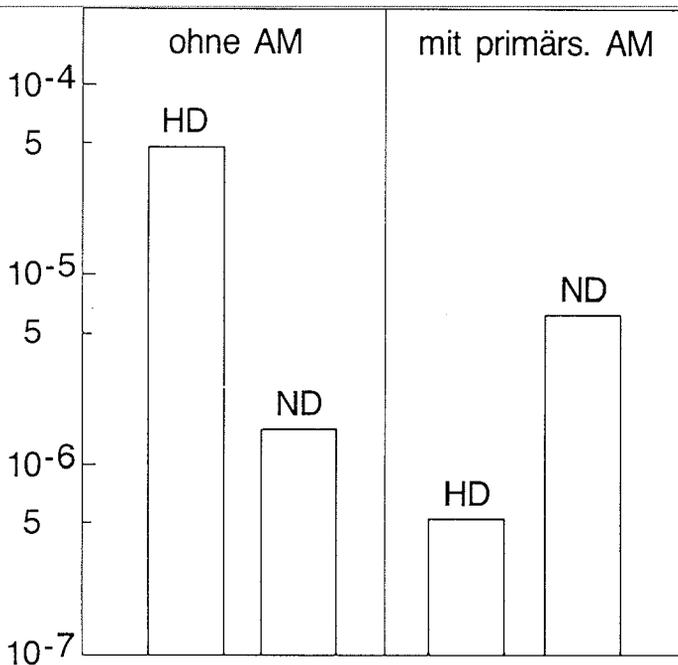


Bild 6: Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe Einfluß primärseitiger AM-Maßnahmen

erhalten werden, daß die aus dem Brennstoff freigesetzten Spaltprodukte weitgehend an inneren Oberflächen des Sicherheitsbehälters und im Gebäudesumpf abgelagert werden. Eine frühzeitige und unkontrollierte Freisetzung nach außen, in die Umgebung der Anlage, wird damit vermieden.

Wichtige Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen eines Kernschmelzunfalls sind :

- Maßnahmen zur Druckentlastung des Primärsystems,
- Maßnahmen zur kontrollierten Verbrennung des während des Kernschmelzunfalls entstehenden Wasserstoffs, und
- Maßnahmen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters.

Mit den bereits diskutierten Maßnahmen zur Druckentlastung des Primärsystems kann ein Kernschmelzen unter hohem Druck verhindert werden. Ein Kernschmelzunfall führt zur Bildung von Wasserstoff und damit von brennbaren Gasgemischen im Sicherheitsbehälter. Bei höherer Anreicherung kann eine unkontrollierte Verbrennung des Wasserstoffs zu einem frühzeitigen Versagen des Sicherheitsbehälters führen.

Um dies zu verhindern, werden Gegenmaßnahmen vorgesehen, mit denen der Wasserstoff beseitigt wird. Im einzelnen werden hierzu

- katalytische Folien, die auch bei hohem Dampfgehalt und geringen Wasserstoffkonzentrationen wirksam sind, und
- elektrische Zündeinrichtungen

vorgeschlagen.

Im Sinne der im Kapitel 4 gegebenen Definition sind diese Maßnahmen keine Notfallmaßnahmen. Es sind zusätzliche sicherheitstechnische Maßnahmen, mit denen eine

Anreicherung von Wasserstoff in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters automatisch begrenzt wird.

Schließlich kann eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters vorgenommen werden, wenn nach einem ständigen Druckanstieg der Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters überschritten wird. Damit wird ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters verhindert. Die mit einer Druckentlastung verbundene Freisetzung von Spaltprodukten nach außen wird dabei durch ein Filtersystem begrenzt.

8. Schlußbemerkungen

Die wichtigsten Punkte des Beitrags werden noch einmal zusammengefaßt :

- Die Häufigkeit der von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe beträgt insgesamt etwa $5 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr. Wesentliche Anteile zu diesem Wert ergeben sich aus den in Phase B der Risikostudie zusätzlich untersuchten auslösenden Ereignisse.
- Die Untersuchungen zeigen, daß die Anlage auch dann noch Sicherheitsreserven besitzt, wenn nominelle Auslegungsgrenzen überschritten werden. Diese Sicherheitsreserven können genutzt werden, um mit anlageninternen Notfallmaßnahmen, d. h. mit einem flexiblen Einsatz von Betriebs- und Sicherheitssystemen, Störfälle noch zu beherrschen. Hierzu wurden Strategie, Wirksamkeit und Bewertung präventiver Notfallmaßnahmen diskutiert.
- Die Häufigkeit von Kernschmelzen kann damit auf $< 6 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr reduziert werden.
- Mit den primärseitigen Accident Management Maßnahmen kann ein Kernschmelzen unter hohem Druck noch nicht ausgeschlossen werden. Die Häufigkeit für Kernschmelzen unter hohem Druck wird jedoch drastisch reduziert.
- Mit den begrenzenden Maßnahmen der primärseitigen Druckentlastung und den Maßnahmen zur kontrollierten Wasserstoff-Beseitigung wird ein frühes Versagen des Sicherheitsbehälters verhindert. Mit einer gezielten Druckentlastung wird auch ein spätes Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters vermieden.

Teilnehmerverzeichnis

A

Albert, Norbert, Dipl.-Ing.

Badenwerk AG
Badenwerkstr. 2, 7500 Karlsruhe 1

Amon, Guntram

TÜV Bayern e. V.
Westendstr. 199, 8000 München 21

Andersson, Hakan

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Antoni, Robert, Dipl.-Ing.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Auer, Joachim, Dr.

RWE AG
Betriebsverwaltung Mülheim-Kärlich
Postfach 125, 5403 Mülheim-Kärlich

B

Bachner, Dietrich, Dr.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln

Bäumler, H., Dr.

TÜV Bayern e. V.
Westendstr. 199, 8000 München 21

Banaschik, Manfred, Dr.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Barthelt, Klaus, Dr.-Ing. E.h.

Siemens AG, Unternehmensbereich KWU
Postfach 32 20, 8520 Erlangen

Basse, Hermann, Min.Rat Dr.

Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen
Rosenkavalierplatz 2, 8000 München 81

Bastl, Werner, Dr.-Ing.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Bauer, Udo, Dr.

RWE AG
Kruppstr. 5, 4300 Essen 1

Baukal, Werner, Dr.

Battelle Institut e.V.
Am Römerhof 35, 6000 Frankfurt/Main 90

Becker, Karl Eugen, Dr.-Ing.

TÜV Bayern e.V.
Westendstraße 199, 8000 München 21

Becker, Klaus, Professor Dr. rer. nat.

DIN Deutsches Institut für Normung
Normenausschuß Kerntechnik (NKe) e.V.
Burggrafenstr. 6, 1000 Berlin 30

Bedrich, Manfred, Dipl.-Ing.

TÜV Baden e. V.
Dudenstr. 28, 6800 Mannheim 1

Beraha, David, Dr.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Bernhardt, Siegfried, Dipl.-Ing.

Gemeinschaftskernkraftwerk
Neckar GmbH
Postfach, 7129 Neckarwestheim

Beuerle, Hans-Jürgen, Dipl.-Ing.

Kernkraftwerk Isar 2
Postfach 11 42, 8307 Essenbach

Birkhofer, Adolf, Professor Dr. Dr.-Ing. E. h.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Blickle, Dieter, Ltd. Min.Rat.

Ministerium für Wirtschaft des Landes
Baden-Württemberg
Theodor-Heuss-Straße 4, 7000 Stuttgart 1

Bliesener, Hermann, Dipl.-Ing.

Brennstoff — Wärme — Kraft
Postfach 82 28, 4000 Düsseldorf 1

Bösebeck, Klaus, RD Dr.

Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und
Technologie NRW
Haroldstraße 4, 4000 Düsseldorf 1

Bork, Gerhard, Dipl.-Ing.

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 36 40, 7500 Karlsruhe 1

Borsch, Peter, Dr.

Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Postfach 19 13, 5170 Jülich 1

Borst, Walter, Min.Rat. Dr. jur.

Bundesministerium für Forschung und Technologie
Postfach 20 07 06, 5300 Bonn 2

Breiling, Günter

ABB Reaktor GmbH
Postfach 10 05 63, 6800 Mannheim 1

Brinette, René, Dipl.-Ing.

Fraunhofer-Institut für zerstörungsfreie Prüfverfahren IzfP
Universität Gebäude 37, 6600 Saarbrücken

Bröcker, Bernhard, Dr.

PreussenElektra Aktiengesellschaft
Tresckowstraße 5, 3000 Hannover 91

Bröcking, Dietmar, Min.Rat Dr.

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Husarenstraße 30, 5300 Bonn 1

Brosche, Dieter, Dr.-Ing.

Badenwerk AG
Nymphenburger Straße 39, 8000 München 2

Brudermüller, Gerhard, Dr.

Kernkraftwerk Obrigheim GmbH
Postfach 100, 6951 Obrigheim

Buck, Ernst

Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke
VDEW, Abtl. Information
Stresmannallee 23, 6000 Frankfurt 70

Bussac, Jean

Directeur des Recherches de Sécurité
Nucléaire
Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire
Commissariat à l'Énergie Atomique
B.P. No. 6, F-92260 Fonteney-aux-Roses

Butter, Gert, Dr.

Ständige Vertretung der Deutschen Demo-
kratischen Republik
Godesberger Allee 18, 5300 Bonn 2

Butz, Heinz-P., Dr.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

C**Chakraborty, S., Dr.**

Paul Scherrer Institut
CH-5303 Würenlingen

Clemens, Jürgen

Sieg Tech Verlags-GmbH
Erste Fährgasse 2, 5300 Bonn 1

Cramer, Heinz, Dipl.-Ing.

PreussenElektra Aktiengesellschaft
Tresckowstraße 5, 3000 Hannover 91

D**Danne, Hans-Jürgen, Min.Rat Dr.**

Bundesministerium für Finanzen
Graurheindorfer Straße 108, 5300 Bonn 1

Didzoleit, Winfried

„Der Spiegel“, Redaktionsvertretung Bonn
Dahlmannstraße 20, 5300 Bonn

Diem, Harald, Dipl.-Ing.

Staatliche Materialprüfungsanstalt der Uni-
versität Stuttgart
Pfaffenwaldring 32, 7000 Stuttgart 80

Dieterich, L., Dipl.-Ing.

RWE AG
Kruppstr. 5, 4300 Essen 1

Distler, Klaus, Dipl.-Ing.

KSG Kraftwerks-Simulator-Gesellschaft
mbH
Deilbachtal 173, 4300 Essen 15

Dittmar, Herbert, Dipl.-Ing.

Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde
GmbH
Postfach 12 30, 3254 Emmerthal 1

Dittrich, Norbert, Min.Rat. Dr.

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Postfach 12 06 29, 5300 Bonn 1

Dollase, Rolf-Michael, Dipl.-Volkswirt

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Dürre, Wilhelm, Min.Rat Dr.

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Postfach 12 06 29, 5300 Bonn 1

E**Edelhäuser, Hannes, Min.Rat**

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Husarenstr. 30, 5300 Bonn 1

Eder, Dieter, Dipl.-Ing.

Nuklear-Ingenieur-Service GmbH
Donaustraße 23, 6450 Hanau (Main) 1

Eder, Erwin, Min.Rat. Dr.-Ing.

Bayerisches Staatsministerium für Landesent-
wicklung und Umweltfragen
Rosenkavalierplatz 2, 8000 München 81

Eggert, H., Dr.

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 36 40, 7500 Karlsruhe 1

Erven, Ulrich, Dipl.-Ing.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Essmann, Jürgen, Dipl.-Phys.

PreussenElektra Aktiengesellschaft
Tresckowstr. 5, 3000 Hannover 91

F**Fabian, Hans-Ulrich, Dr.rer.nat.**

PreussenElektra Aktiengesellschaft
Tresckowstraße 5, 3000 Hannover 91

Fabian, Hermann, Dr.-Ing.

Siemens AG, Unternehmensbereich KWU
Postfach 32 20, 8520 Erlangen

Farber, Gerd, Dipl.-Ing.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Felkel, Lothar, Dipl.-Inf.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Fichtner, Norbert, Dipl.-Ing.

DIN Deutsches Institut für Normung
Normenausschuß Kerntechnik (NKt) e.V.
Postfach 1107, 1000 Berlin 30

Fischbacher, Wolfgang, Dipl.-Ing.

Bayernwerk AG
Nymphenburger Str. 39, 8000 München 2

Freund, Jürgen, Dr.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Friederichs, Hans, Dr.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Frisch, Willi, Dr.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Fröhlich, Hans-Joachim, Dipl.-Ing.

Siemens AG
Unternehmensbereich KWU
Postfach 10 10 63, 6050 Offenbach

G**Gaballah, Ibrahim, Dr.**

Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH
Gottlieb-Daimler-Straße 8, 6800 Mannheim 1

- Gerdes, Peter, Dipl.-Ing.**
Kernkraftwerk Krümmel GmbH
Elbüberstr. 82, 2054 Geesthacht
- Gill, Ralph, Dipl.-Ing.**
Informationsstelle der Bayerischen Staats-
regierung
Friedrich-Ebert-Straße 22, 8460 Schwandorf
- Gläser, Horst, Dr.-Ing.**
GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching
- Gremm, Otto, Dr.**
Siemens AG
Unternehmensbereich KWU
Postfach 32 20, 8520 Erlangen
- Griepentrog, Hartmut, Prof. Dr.-Ing.**
RW TÜV e.V.
Postfach 10 32 61, 4300 Essen 1
- Grupe, Hans, Dr.**
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 36 40, 7500 Karlsruhe
- Güther, Gerhard**
Kernkraftwerk Unterweser GmbH
Postfach 1 40, 2883 Stadland 1
- Gumprecht, Detlef, Dr.**
GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1
- Gyimesi, Zoltan**
Central Research Institut
P.O.B. 49, H-Budapest, 114, Ungarn
- H**
- Hagen, Ekkehard, Dipl.-Ing.**
Kernkraftwerk Philippsburg GmbH
Postfach 11 40, 7522 Philippsburg
- Hagen, Manfred, Min.Dirig. Dr.**
Hessisches Ministerium für Umwelt und
Reaktorsicherheit
Kleiststraße 25, 6200 Wiesbaden 1
- Hahn, Lothar, Dipl.-Phys.**
Öko-Institut
Prinz-Christians-Weg 7, 6100 Darmstadt
- Hampel, Gisela**
Battelle-Institut e.V.
Am Römerhof 35, 6000 Frankfurt/Main 90
- Hantke, Hans-Jürgen, Dr.**
Energietechnik
Am Pöglschlag 21, 8080 Fürstenfeldbruck
- Haug, Peter, Dr.**
Deutsches Atomforum e. V.
Heussallee 10, 5300 Bonn
- Hawickhorst, Wolfgang, Dr.-Ing.**
Siemens AG, Unternehmensbereich KWU
Postfach 32 20, 8520 Erlangen
8520 Erlangen
- Heilig, Hans, Dipl.-Ing.**
TÜV Saarland e.V.
Saarbrücker Str. 8, 6603 Sulzbach
- Hennhöfer, Gerald**
GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1
- Herrmanns, Hans-Jürgen**
TÜV Stuttgart e.V.
Gottlieb-Daimler-Str. 7, 7024 Filderstadt 1
- Heusener, Gerhard, Dr.**
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Projekt Schneller Brüter
Postfach 3640, 7500 Karlsruhe 1
- Heuser, F. W., Dr.**
GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln
- Hicken, Enno F., Professor Dr.**
GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching
- Hirzel, Joachim, Min.Rat.**
Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Postfach 12 06 29, 5300 Bonn 1
- Hönsch, Volker, Dipl.-Ing.**
Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH
Postfach, 7129 Neckarwestheim
- Hörmann, Heinz, Dr.-Ing.**
GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching
- Hörtner, Helmut, Dr.**
GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching
- Hösel, Wolfgang, Adjunkt**
Hauptabteilung für die Sicherheit der Kern-
anlagen, Abteilung Reaktorsicherheit
CH-5303 Würenlingen
- Hoffmann, W. E., Dipl.-Ing.**
Vereinigung der Technischen Überwachungs-
Vereine e. V.
Postfach 10 38 34, 4300 Essen 1
- Hofmann, Hans H.**
SDK Ingenieurunternehmen für spezielle
Statik, Dynamik und Konstruktion GmbH
Zeppelinstraße 26, 7850 Lörrach
- Hohlefelder, Walter, Min.Dir. Dr.**
Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Postfach 12 06 29, 5300 Bonn 1
- Hoppe, Eckart, Dipl.-Ing.**
Intern. Natrium-Brutreaktorbau mbH
INB
Postfach, 5060 Bergisch-Gladbach 1
- I**
- Ivens, Günther**
Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)
GmbH
Postfach 1411, 4000 Düsseldorf
- J**
- Jahns, Armin, Dipl.-Phys.**
GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1
- Jermann, Martin**
Paul Scherrer Institut
CH-5303 Würenlingen

K

- Kallmeyer, Dirk, Dr.**
RWE AG
Kruppstr. 5, 4300 Essen 1
- Kassel, Klaus, Dipl.-Ing.**
TÜV Hannover e.V.
Postfach 81 05 51, 3000 Hannover 81
- Katzenmeier, Gustav, Dr.**
PHDR
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 36 40, 7500 Karlsruhe 1
- Kaun, Ulrich, Dipl.-Ing.**
TÜV Norddeutschland e. V.
Große Bahnstr. 31, 2000 Hamburg 54
- Keil, Dietmar, Min.Rat Dr.**
Ministerium für Umwelt Baden-Württemberg
Postfach 10 34 39, 7000 Stuttgart 1
- Kelber, Gerhard, Dr. rer. nat.**
Techn. Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber e. V.
Klinkenstr. 27-31, 4300 Essen 1
- Keller, Wolfgang, Dr.-Ing.**
Siemens AG, Unternehmensbereich KWU
Postfach 32 20, 8520 Erlangen
- Kellermann, Otto, Dipl.-Ing.**
Bergfeld 2, 5100 Aachen
- Kersting, Edmund, Dipl.-Ing.**
GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1
- Kienle, Friedrich, Dr.**
VDEW
Stresemannallee 23, 6000 Frankfurt 70
- Kiessling, Rolf, Dipl.-Ing.**
GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching
- Knoblauch, Wolfgang**
Kernkraftwerk Grafenrheinfeld
Postfach 7, 8722 Grafenrheinfeld
- Knop, Wolfgang, Dipl.-Ing.**
TÜV Norddeutschland e.V.
Große Bahnstraße 31, 2000 Hamburg 54
- Köberlein, Klaus, Dr.-Ing.**
GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching
- Kolditz, Joachim, Dipl.-Ing.**
Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH
Vogelsangstraße 3, 7129 Neckarwestheim
- Kraus, Siegfried, Dipl.-Ing.**
Fraunhofer-Institut für zerstörungsfreie Prüfverfahren IzfP
Universität Gebäude 37, 6600 Saarbrücken
- Kraus, Waltraud**
TÜV Baden e. V.
Dudenstr. 28, 6800 Mannheim 1
- Krause, Holger, Dipl.-Ing.**
Ministerium für Soziales, Gesundheit und Energie des Landes Schleswig-Holstein
Brunswiker Straße 16-22, 2300 Kiel 1

- Kraut, Alfred, Dr.**
GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1
- Kröger, W., Dr.**
Institut für Nukleare Sicherheitsforschung
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Postfach 19 13, 5170 Jülich
- Kunze, J., Dipl.-Ing.**
Isar-Amperwerke AG
Briener Str. 40, 8000 München 2
- Kurpas, Rudolf**
Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) GmbH
Postfach 1411, 4000 Düsseldorf
- Kurtze, Wolfgang**
Siemens AG
Unternehmensbereich KWU
Postfach 10 10 63, 6050 Offenbach
- Kussmaul, Karl, Professor Dr.-Ing.**
Staatliche Materialprüfungsanstalt
Universität Stuttgart
Pfaffenwaldring 32, 7000 Stuttgart 80
- Kuttruf, Helmut, Dipl.-Phys.**
Dr. H. Ledermann Ingenieurberatung
Kolpingstr. 73, 6834 Ketsch

L

- Langer, Günter, Dipl.-Ing.**
Battelle-Institut e. V.
Am Römerhof 35, 6000 Frankfurt/Main 90
- Liebholz, Wolf -M., Dipl.-Ing.**
Redaktion „atomwirtschaft“
Verlagsgruppe Handelsblatt GmbH
Postfach 11 02, 4000 Düsseldorf
- Lindauer, Erwin, Dr.**
GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1
- Linhardt, Joachim, Min.Rat**
Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen
Rosenkvalierplatz 2, 8000 München 81
- Lotz, Helmut, Dipl.-Ing.**
ELEKTROMARK AG
Körnerstr. 40, 5800 Hagen

M

- Märkl, Hans, Dr.**
Siemens AG, Unternehmensbereich KWU
Postfach 32 20, 8520 Erlangen
- Majewski, Ingo, Dr.**
Niedersächsisches Umweltministerium
Archivstraße 2, 3000 Hannover 1
- Maubach, Klaus, Dr.-Ing.**
Energie-Versorgung Schwaben AG
Kriegsbergstr. 32, 7000 Stuttgart 1
- Mauersberger, Horst, Dr.**
International Atomic Energy Agency (IAEA)
P.O. Box 100, A-1400 Wien

Mauker, Rudolf, Min. Rat, Dipl.-Ing.
Bayerisches Staatsministerium für Landesent-
wicklung und Umweltfragen
Rosenkavalierplatz 2, 8000 München 81

May, Horst, Dipl.-Ing.
GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Mayerhöffer, Günter
TÜV Baden e. V.
Dudenstr. 28, 6800 Mannheim 1

Meier, W., Min. Rat
Ministerium für Umwelt und Gesundheit
Rheinland-Pfalz
Kaiser-Friedrich-Str. 7, 6500 Mainz

Menke, Helmut, Dr.
Johannes Gutenberg-Universität
Institut für Kernchemie
Postfach 39 80, 6500 Mainz

Meyer, Fred, Dipl.-Ing.
RWE, Betriebsverwaltung Biblis
Postfach 11 40, 6843 Biblis 1

Mittler, Michael
Hamburgische Electricitäts-Werke AG
Überseering 12, 2000 Hamburg 60

Mohns, Günter, Dipl.-Ing.
TÜV Norddeutschland e.V.
Große Bahnstraße 31, 2000 Hamburg 54

Müller, Werner, Dr.
Freie und Hansestadt Hamburg
Umweltbehörde, Amt für Überwachung
Hammer Landstraße 12-14, 2000 Ham-
burg 26

Müller-Glewe, Dr. Dipl.-Phys.
TÜV Hannover e.V.
Postfach 81 05 51, 3000 Hannover 81

N

Neu, Alfred, Dipl.-Phys.
Landesanstalt für Umweltschutz
Baden-Württemberg
Hertzstr. 173, 7500 Karlsruhe

O

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

Olma, Bernd, Dr.
GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

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

P

Petersen, Klaus, Dr.
RWE AG
Kruppstr. 5, 4300 Essen 1

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

Preusche, Gerhard, Dr.
Siemens AG
Unternehmensbereich KWU
Postfach 32 20, 8520 Erlangen

Probst, Albert, MdB, Dr.-Ing.
Parlamentarischer Staatssekretär beim
Bundesminister für Forschung und Tech-
nologie
Postfach 20 02 40, 5300 Bonn 2

Prössdorf, Torsten, Dipl.-Ing.
Allianz-Versicherungs-AG
Königinstraße 28, 8000 München 40

Putschögl, Gert
Siemens AG, Unternehmensbereich KWU
Postfach 32 20, 8520 Erlangen

Q

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

Quast, Ulrich, Dr.
GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln

Quirrenbach, F.-J., OIng. Dipl.-Ing.
TÜV-Leitstelle Kerntechnik
Vereinigung der Technischen Überwachungs-
Vereine e. V.
Postfach 10 38 34, 4300 Essen 1

R

Rao, Srinivasa, Dipl.-Ing.
TÜV Baden e. V.
Dudenstr. 28, 6800 Mannheim 1

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

Reik, Manfred, Dipl.-Ing.
TÜV Bayern e.V.
Westendstr. 199, 8000 München 21

Reim, Walter, Dipl.-Ing.
KRB – Kernkraftwerke Gundremmingen
Betriebsgesellschaft mbH
Postfach 300, 8871 Gundremmingen

Renk, Dieter
RWE AG
Kruppstr. 5, 4300 Essen 1

Reuter, Burkhard
Kernkraftwerk Betriebsgesellschaft mbH
(KBG)
Leopoldshafen 2, 7514 Eggenstein

Ringeis, Wilhelm, Dipl.-Ing.
RWE AG
Kruppstr. 5, 4300 Essen 1

Ringer, Franz Josef, Dipl.-Ing.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Ritter, Hans, Adolf, Min.Rat Dr.

Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und
Technologie des Landes Nordrhein-Westfalen
Haroldstraße 4, 4000 Düsseldorf 1

Rittig, Dieter, Dipl.-Phys.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln

Röhl, Norbert, Dipl.-Ing.

Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH
Siegenbeckstr. 10, 4700 Hamm 1

Rost, Klaus-Peter, Min.Rat

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Postfach 12 06 29, 5300 Bonn 1

Roth, Eike, Dr.

RWE AG, Kraftwerk Mülheim-Kärlich
Postfach 125, 5403 Mülheim-Kärlich

Rüdiger, B., Dipl.-Ing.

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

S

Salander, Carsten, Dr.

Ludwig-Barnay-Straße 5, 3000 Hannover 1

Sameith, Herwarth, Dr.

Bundesministerium für Forschung und Tech-
nologie
Postfach 20 02 40, 5300 Bonn 2

Schäfer, Anselm, Dipl.-Phys.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Schäfer, Klaus-Peter

Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und
Technologie des Landes Nordrhein-Westfalen
Haroldstraße 4, 4000 Düsseldorf 1

Schally, P. J., Dr.-Ing.

Bundesministerium für Forschung und Tech-
nologie
Postfach 20 02 40, 5300 Bonn 2

Scharfe, Achim, Dr.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln

Schatz, Alfred, Professor Dr.

Institut für Kernenergetik und Energie-
systeme (IKE) der Universität Stuttgart
Pfaffenwaldring 31, 7000 Stuttgart 80

Schenken, Manfred, OAR Dipl.-Ing.

Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und
Technologie des Landes Nordrhein-Westfalen
Haroldstraße 4, 4000 Düsseldorf 1

Schiamank, Volker, Dipl.-Ing.

Asea Brown Boveri AG
Postfach 10 03 51, 6800 Mannheim 1

Schifferstein, Klaus, Dr.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Schilling, Hans-D., Professor Dr.

Technische Vereinigung der Großkraftwerks-
betreiber e.V.
Klinkenstr. 27-31, 4300 Essen 1

Schimetschka, Edgar, Dipl.-Phys.

Battelle-Institut e.V.
Am Römerhof 35, 6000 Frankfurt 90

Schlenker, Hans-Volker, Dr.

RWE AG
Kruppstr. 5, 4300 Essen 1

Schmidt-Küster, Wolf-J., Dr.

IEAL energie consult GmbH
Königswinterer Str. 272, 5300 Bonn 3

Schmölling, Klaus, Dr.

Ausschuß für Forschung und Technologie
Deutscher Bundestag
Bundeshaus, 5300 Bonn 1

Schmülling, Willi

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Schneider, Manfred, Dr.

CDU/CSU-Fraktion des Deutschen Bundes-
tages
Bundeshaus, 5300 Bonn 1

Schnell, Christoph, Dr.

Dornier System GmbH
Postfach 13 60, 7990 Friedrichshafen

Schnellenbach, G., Professor Dr.-Ing.

Stängenberg, Schnellenbach & Partner
Beratende Ingenieure
Viktoriastr. 47, 4630 Bochum

Schnur, Peter, Dr.

Niedersächsisches Umweltministerium
Archivstraße 2, 3000 Hannover 1

Scholz, Heinrich, Dipl.-Ing.

Berliner Kraft- und Licht AG
Stauffenbergstraße 26, 1000 Berlin 30

Schreiber, Paul, Dr.

Bundesanstalt für Arbeitsschutz
Vogelpothsweg 50-52, 4600 Dortmund 1

Schröder, Erich, Dr.

Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Postfach 19 13, 5170 Jülich

Schuck, Armin, Dipl.-Phys.

TÜV Baden e. V.
Dudenstr. 28, 6800 Mannheim 1

Schütte, Anton

RWE AG, BV Biblis, Abt. TG
Postfach 1140, 6843 Biblis

Schulz, Helmut, Ing. grad.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Schwager, Jörg, Professor Dr.

Fachhochschule Aachen/Jülich
Ginsterweg 1, 5170 Jülich 1

Schwarzer, Wolfgang, Dipl.-Phys.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Seel, Hans-R., Dipl.-Phys.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Seibert, Reinhard

Kommission der Europäischen Gemeinschaft
JMO-Gebäude C3/72, L-Luxemburg-Kirchberg, Luxemburg

Seidel, Ernst, Min.Rat Dr.

Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen
Rosenkavalierplatz 2, 8000 München 81

Sgarz, Georg, Dipl.-Ing.

Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH
Postfach 12 30, 3254 Emmerthal 1

Slehofer, Jiri, Dipl.-Ing.

Ceskoslovenske energ. zavody
Jugmannova 29, 11148 Prag, CSSR

Sommer, Peter

TÜV Rheinland e.V.
Postfach 10 17 50, 5000 Köln 1

Spenske, Hans, Dr.

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

Stadge, Godehard

Zentralstelle für Sicherheitstechnik des Landes NRW
Ulenbergstr. 127-131, 4000 Düsseldorf

Stadie, Klaus, B.

OECD Nuclear Energy Agency
38, Boulevard Suchet, F-75016 Paris

Stangenberg, W., Prof. Dr.

Stangenberg, Schnellenbach & Partner
Beratende Ingenieure
Viktoriastr. 47, 4630 Bochum

Stein, Horst, Dr.

Bayerisches Landesamt für Umweltschutz
Rosenkavalierplatz 3, 8000 München 81

Stepan, Helmut, Dipl.-Ing.

TÜV Bayern e. V.
Westendstr. 199, 8000 München 21

Stephan, Wendelin, Dipl.-Ing.

Kernkraftwerke Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH
Postfach 3 00, 8871 Gundremmingen

Stepniewski, Marek, Dipl.-Ing.

ASEA Brown Boveri AG
Box 53, S-721 04 Vaesteras

Stieber, Klaus

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Stroetmann, Clemens, Staatssekretär

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Postfach 12 06 29, 5300 Bonn 1

Stubbe, Walther

Kernkraftwerk Krümmel GmbH
Elbuferstr. 82, 2054 Geesthacht

Stürmer, Michael, Professor Dr.

Stiftung Wissenschaft und Politik
Haus Eggenberg
Zeller Weg 27, 8026 Ebenhausen

Sturm, Dietmar, Dr.

Staatliche Materialprüfungsanstalt
Universität Stuttgart
Pfaffenwaldring 32, 7000 Stuttgart 80

Sürth, Ulrich, Dipl.-Ing.

Siemens Aktiengesellschaft
Unternehmensbereich KWU
Postfach 10 10 63, 6050 Offenbach

Sütterlin, Lothar, Dr.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Sutovsky, Michael

HSK, Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Abteilung Reaktorsicherheit
CH-5303 Würenlingen

T

Teschendorff, Victor, Dipl.-Ing.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

U

Ullrich, Walter, Dipl.-Phys.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln

Ulrich, H.-H., OAR

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Husarenstr. 30, 5300 Bonn 1

V

Verstegen, Claus, Dipl.-Ing.

GRS
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

Vetterkind, Dieter, Dr.

RWE AG
Kruppstr. 5, 4300 Essen 1

Vogel, Gerhard, Dr.

TÜV Hannover e. V.
Postfach 81 05 51, 3000 Hannover 81

Vojtek, Ivan, Dipl.-Ing.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

W

Wach, Dieter, Dr.

GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Wacher, Gerhard, Dipl.-Ing., Staatssekretär a.D.

TÜV Bayern e.V.
Westendstraße 199, 8000 München 21

Wagner, Heinz, Professor

Thorwaldsen Anlage 57, 6200 Wiesbaden

Wallenwein, E. H., Dipl.-Phys.

PreussenElektra Aktiengesellschaft
Postfach 48 49, 3000 Hannover 91

Weber, Klaus, Prof. E. h. Dr.-Ing.
TÜV Hannover e. V.
Postfach 81 07 40, 3000 Hannover 81

Weber, Max, Dr.
Institut für Kernchemie der Universität
Mainz
Fritz-Strassmann-Weg 2, 6501 Nieder-Olm

Wechselberger, Ekkart, Dr.
Kernkraftwerk Philippsburg GmbH
Postfach 11 40, 7522 Philippsburg 1

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

Wenckebach, Konrad
Bundeskanzleramt
Adenaueralle 151, 5300 Bonn 1

Wendling, R., RD Dr.
Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Postfach 12 06 29, 5300 Bonn 1

Wenk, Michael, Dipl.-Phys.
Kernkraftwerk Obrigheim GmbH
Postfach 100, 6952 Obrigheim

Wenzel, H.-H.
PHDR
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 3640, 7500 Karlsruhe 1

Wiedemann, Hans, Dr. jur.
Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH -
Postfach, 7129 Neckarwestheim

Witt, Werner, Dr.-Ing.
TÜV Norddeutschland e.V.
Große Bahnstraße 31, 2000 Hamburg 54

Wolf, Horst, Min.Rat Dipl.-Ing.
Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und
Technologie des Landes Nordrhein-Westfalen
Haroldstraße 4, 4000 Düsseldorf 1

Wolfert, Klaus, Dr.
GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Wolff, Josef, Dr.-Ing.
Athenstraße 46, 8000 München 90

Z

Zeh, Manfred
Kommission der Europäischen Gemeinschaft
JMO-Gebäude C3-078
L—Luxemburg-Kirchberg, Luxemburg

Ziermann, Egon
Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)
GmbH
Hambacher Forst, 5170 Jülich

Zimmermann, A. H.
Hamburgische Electricitäts-Werke AG
Überseering 12, 2000 Hamburg 60

Zühlke, Karl, Dr.-Ing.
Institut für Reaktorentwicklung
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 36 40, 7500 Karlsruhe 1

Zwermann, Winfried, Dr.
GRS
Forschungsgelände, 8046 Garching

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgelände
8046 Garching

ISBN 3 - 923875 - 19 - 3