



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

**FORTSCHRITTE IN DER
SICHERHEITSBEURTEILUNG
VON KERNKRAFTWERKEN**

5. GRS-Fachgespräch
München, 22. – 23. Oktober 1981

GRS-41



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

FORTSCHRITTE IN DER SICHERHEITSBEURTEILUNG VON KERNKRAFTWERKEN

5. GRS-Fachgespräch
München, 22.–23. Oktober 1981

GRS-41 (Februar 1982)

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
Redaktion: R. Nowak, M. Straßenmeyer, GRS, Köln

Diese Beiträge wurden gleichzeitig in der Zeitschrift „Technische Mitteilungen“ Heft 1 - 1982
im Vulkan-Verlag Dr. W. Classen Nachf. GmbH & Co. KG, Postfach 10 39 62, 4300 Essen 1, veröffentlicht.

Inhaltsverzeichnis

	Seite
Begrüßung (O. Kellermann)	1
Die Menschlichkeit in unserer technischen Zivilisation Vortrag E. Bieri	2
Einführung in das Fachgespräch (A. Birkhofer)	8
Stand der Risikovergleiche verschiedener Energiegewinnungsarten Vortrag B. Schütz, W. Bastl und R. Stüger	10
Diskussion zum Vortrag B. Schütz, W. Bastl und R. Stüger	17
Zusammenwirken von Gutachten, Experimenten und Code-Entwicklung – Das Beispiel Kühlmittelverlust Vortrag K. Wolfert und E. Hicken	19
Diskussion zum Vortrag K. Wolfert und E. Hicken	25
Ergebnisse der Transientenanalyse für die Leichtwasser-Reaktoren und die Absicherung der Methoden durch Experimente, Inbe- triebnahmeversuche und Betriebserfahrungen Vortrag W. Frisch und R. Meißner	26
Diskussion zum Vortrag W. Frisch und R. Meißner	36
Neuere Analysen des Spaltproduktverhaltens nach einem Kühl- mittelverlust-Störfall Vortrag F. Lange, H. Friederichs, W. Ullrich und J. P. Hosemann	38
Diskussion zum Vortrag F. Lange, H. Friederichs, W. Ullrich und J. P. Hosemann	45
Wie sind Dampfexplosionen im Lichte neuerer Erkenntnisse zu beurteilen? – Möglichkeit, Ablauf und Wirkung – Vortrag F. Mayinger	47
Diskussion zum Vortrag F. Mayinger	55
Zusammenfassung der Ergebnisse (L. F. Franzen)	57
Teilnehmerverzeichnis	61
Verteiler	75

Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken

Begrüßung

Von O. Kellermann¹⁾

Dieses Fachgespräch setzt die Reihe vergleichbarer Tagungen der Vorgängerinstitute fort. Die Arbeit dieser Institute steht für ein zwanzigjähriges Bemühen um die Sicherheit in der Kernenergie in der Bundesrepublik.

Dieses Bemühen um die Sicherheit war aufgrund des Atomgesetzes gleichrangiges Ziel neben der Nutzbarmachung dieser Energie für alle Beteiligten. Durch das von Anfang an vorherrschende Sicherheitsbewußtsein ist die Kernenergie immer eine sichere und umweltfreundliche Art der Erzeugung elektrischer Energie gewesen.

Wir haben seit Beginn der Kommerzialisierung der Kernenergie als Gutachter im Auftrage der Behörden, als Partner von RSK und TÜV unseren Anteil dazu beigetragen, daß

- Sicherheitsanalysen verfeinert,
- Rechnungen durch Experimente verifiziert,
- Störfallannahmen präzisiert,
- Qualität von Werkstoffen und Fertigung verbessert,
- Bedienungssicherheit erhöht,
- Personalqualifikation angehoben,
- gesetzliche Grundlagen ausgebaut und
- technische Regelwerke erstellt und ergänzt

worden sind. Den Anstrengungen aller, der Betreiber, Hersteller, Behörden und Gutachter, ist es zuzuschreiben, daß der Sicherheitsstandard und die Verfügbarkeit der Kernkraftwerke in unserem Lande im Weltvergleich an der Spitze liegen. Eine Maximierung der Sicherheitsanforderungen in unserem Lande bringt deshalb keinen Vorteil mehr für die Gemeinschaft.

Unsere fachlichen Schwerpunkte sehen wir daher künftig darin, Betriebserfahrungen auszuwerten, Schwachstellen aufzufinden, das Sicherheitsniveau zu optimieren, das heißt an den Stellen verbessern, wo es notwendig ist, durchaus aber auch zu reduzieren, wo singuläre Maßnahmen nur scheinbaren Gewinn an Sicherheit bringen.

Das Streben nach immer mehr Sicherheit hat für die Kerntechnik erhöhte Kosten verursacht. So haben sich die Anlagekosten für Kernkraftwerke in den letzten sechs Jahren — auch inflationsbereinigt — fast verdoppelt, während die Anlagekosten für Steinkohlekraftwerke etwa konstant geblieben sind. Diese Mehrkosten sind aber nicht nur für die Erhöhung der Sicherheit, sondern in erheblichem Maße durch Bauverzögerungen infolge von Genehmigungsverfahren und Verwaltungsgerichtsprozessen entstanden.

Trotz dieser Kostensteigerung im Kernenergieanlagenbau bleibt der Kostenvorsprung der Stromerzeugung aus Kernenergie gegenüber der aus Steinkohle erhalten. Er wird heute mit 45 % angegeben. Künftig muß wegen der rapide weiter steigenden Kosten für die Primärenergieträger Kohle, Öl und Gas mit einer weiteren Verbesserung des Kostenvorteils für Atomstrom gerechnet werden.

Der aus der Sicht der Wirtschaftlichkeit und Umweltverträglichkeit wünschenswerte Ausbau der Kernenergie stagniert zur Zeit nicht nur in der Bundesrepublik Deutschland, sondern auch in vielen anderen Industriestaaten. In unserem Lande sowie in Japan und den Vereinigten Staaten von Amerika hat sich die Zahl der Vorschriften stark vermehrt, das Genehmigungsverfahren wurde komplizierter und die Zahl der gerichtlichen Baustopps nahm ständig zu.

Trotz der aufgezeigten Erschwernisse, trotz der durch die Politik verursachten Unsicherheiten und der Widerstände in einem Teil unserer Bevölkerung ist ein weiterer Ausbau der Kernkraftwerkskapazität sicherheitstechnisch vertretbar und wirtschaftlich notwendig.

So wächst die Zahl der Kernkraftwerke in der Welt weiter. Die installierte elektrische Leistung beträgt zur Zeit mehr als 150 000 MW. In der Bundesrepublik Deutschland sind 14 Anlagen mit insgesamt 9 000 MW installierter elektrischer Leistung in Betrieb, 6 % der Weltleistung.

Der Anteil der Stromerzeugung aus Kernkraft in unserem Lande wuchs auf fast 18 %, in Frankreich auf 40 %, in den

¹⁾ Dipl.-Ing. Otto Kellermann ist Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

USA auf 11 %. Dieser Anstieg darf nicht darüber hinwegtäuschen, daß seit 1976 keine erste Errichtungsgenehmigung für ein Kernkraftwerk erteilt worden ist.

Nach dem mit großer Mehrheit im französischen Parlament beschlossenen Ja zum weiteren zügigen Ausbau der Kernkraftwerke und der Wiederaufarbeitungsanlagen, nach dem klaren positiven Votum des amerikanischen Präsidenten zur Kernenergie wird auch in unserem Lande immer mehr erkannt werden, daß diese Art der Stromerzeugung eine energiepolitische und wirtschaftliche Notwendigkeit darstellt. Ich gehe davon aus, daß die allgemeine Akzeptanz wieder zunimmt. Die Dritte Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung sehe ich als einen Meilenstein auf diesem Wege.

Beim Referenten des nun folgenden Festvortrages, Dr. Ernst Bieri, handelt es sich um eine Persönlichkeit mit reicher in-

dustrieller Erfahrung und einer wissenschaftlichen Ausbildung, die nur wenige Manager vorweisen können. Die Themen einiger seiner Schriften

- Computer und menschliche Freiheit,
- Die Sinnhaftigkeit der technischen Zivilisation,
- Zufriedenheit, das Ziel des Menschen,
- Lob des Egoismus

zeigen, daß er sich über die Grenzen seiner beruflichen Verantwortung hinaus um die Fragen bemüht, die in unserer Welt so leicht zu kurz kommen; ich glaube daher, daß er besonders qualifiziert ist für das Thema des Festvortrages

„Die Menschlichkeit in unserer technischen Zivilisation“.

Die Menschlichkeit in unserer technischen Zivilisation

Von E. Bieri ¹⁾

Keine eingleisige Zivilisation

Menschlichkeit sei verstanden als Wahlfreiheit und Chancenfülle in bezug auf die individuelle Lebensgestaltung und in bezug auf das Zusammenleben mit anderen Menschen. Oder negativ ausgedrückt: Eine Existenz ist um so menschlicher, je weiter weg vom rein biologischen Überleben, von der Verhaltensweise des Tieres sie ist. Um das Leben aus der Bedrohung mit dem Tode durch Hunger, Krankheiten und Naturkatastrophen herauszuheben, bedarf es sowohl materieller als auch geistiger Voraussetzungen. Sie sind in der technischen Zivilisation geschaffen worden.

Die Verhundertfachung der Güterproduktion pro menschliche Arbeitsstunde fiel aber nicht wie ein Meteorit auf die Erde. Es ist auch nicht so, daß vor 200 Jahren, dem Beginn unserer Epoche, sich plötzlich die Knospe der menschlichen Intelligenz öffnete – die meisten Erfindungen, auf denen unsere Technik aufbaut, sind schon vor Jahrtausenden gemacht worden. Neu war die Fabrik, war die Arbeitsteilung, war die bewußte Rationalität im Einsatz von Maschinen. Und dies wiederum scheint kausal verknüpft zu sein mit zwei so unterschiedlichen, aber sich in die Hand arbeitenden Faktoren wie dem Bevölkerungsdruck von der verarmenden Landwirtschaft her und dem dynamischen Weltgefühl der neuen Berufsgruppe der Unternehmer. Was auch immer die Ursachen gewesen sein mögen, wichtig ist, daß es sich um keine eingleisige Operation der bloßen Produktivitätssteigerung handelte, sondern daß zahlreiche Umstände – technische, wirtschaftliche, intellektuelle, psychologische – zusammenwirkten und sich gegenseitig bedingten und bedingen. Und was uns interessiert, ist nicht die Annahme, es ist das Ergebnis, und dazu können wir feststellen, daß der Patient nicht gestorben ist, sondern lebt, gesünder und länger lebt als vorher.

Der Leistungsbeweis: bessere Daseinsbedingungen auf allen Gebieten

Konkret nachweisbar ist die Tatsache, daß die technische Zivilisation die Daseinsbedingungen für eine wachsende Be-

völkerungszahl verbessert hat, und zwar auf dem ganzen Planeten: am eindrucksvollsten im Bereich der Marktwirtschaft, die sich als das wirkungsvollste Instrument zur zweckmäßigen Kombination von Geist, Arbeit, Kapital und Boden erwiesen hat, mittelmäßig in der Zone der Zentralverwaltungswirtschaften, wo die Vorherrschaft einer alleinseligmachenden politischen Ideologie ihren Preis in Form überhöhter Reibungskosten verlangt, und noch in den Anfängen stekend in der Dritten Welt, wo immerhin dank der besseren medizinischen Betreuung die Lebenserwartung in den letzten Jahrzehnten auf das Doppelte gehoben werden konnte und sich bei Abwendung von der Feudalstruktur und Zuwendung zu einzelunternehmerischer Aktivität auch das Versorgungs- und Bildungsniveau pro Kopf deutlich verbessert hat und verbessern wird. Hier ist der Leistungsausweis der technischen Zivilisation, der von den Ländern stufenweise, je nach dem Grad der Intensität der wirtschaftlichen Ausschöpfung und der günstigsten Hinlenkung auf die breite Masse, erarbeitet wurde und noch erarbeitet werden wird: Mehr Menschen sind besser ausgebildet, besser ernährt, besser behaut, besser bekleidet, haben eine bessere Gesundheit und leben länger; mehr Menschen produzieren unter geringerer physischer Anstrengung in kürzerer Zeit ein Mehrfaches, verdienen dabei ein Mehrfaches ihrer Vorväter, verfügen über wachsende Freizeit (dies ist wahrscheinlich die wichtigste kulturgeschichtliche Revolution der breiten Massen im Gefolge der Industrialisierung), sind mobiler und haben dank der modernen Kommunikationsmittel den fast allgegenwärtigen Zugang zu Information, Unterhaltung und Bildungsgut. Keineswegs darf diese Zivilisation nur mit Textilfabriken, Stahlwerken und Automobilproduzenten gleichgesetzt werden. Vier Fünftel der Weltproduktion werden immer noch in Kleinserien von 10 bis 50 Stück gefertigt, so daß auch in den industrialisierten Ländern zahlenmäßig der Mittel- und Kleinbetrieb absolut vorherrscht. Der Vorwurf des Gigantismus und der geisttötenden Fließbandarbeit ist unberechtigt, zumal sich ja das menschliche Urbedürfnis nach der kleinen Gruppe von 10 bis 20 Personen auch im äußerlich imposanten Kollektiv eines Großbetriebes durchsetzt.

Vor allem aber beschränkt sich die technische Zivilisation nicht auf den engen materiellen Bereich. Teilweise ermöglicht durch die ungeahnte Steigerung der Realeinkommen

¹⁾ Dr. theol. Ernst Bieri, Mitglied des Verwaltungsrates der Bank Julius Bär & Co. AG, Zürich

pro Kopf, teilweise ihrerseits die Bedingungen für den wirtschaftlichen Aufschwung setzend, teilweise einfach parallel haben sich große Veränderungen in den letzten 200 Jahren auf folgenden Gebieten vollzogen: demokratischer Rechtsstaat, allgemeines Wahlrecht, allgemeine Volksschule, Ausbau weiterführender Ausbildungsmöglichkeiten (von der Berufslehre bis zur Hochschule), Entstehung des modernen Gesundheitswesens (von der örtlichen Kanalisation bis zur Intensivstation), Bildungsgut aller Art in billigen Taschenbüchern, jedermann zugängliche Musikwerke, weltumspannende und verzögerungslose Information (McLuhan: „Die Welt ist ein Dorf geworden“), Freizeitaktivitäten aller Art nach freier Wahl.

Welches könnte man als das verbindende Schlüsselwort dieser erstaunlichen Parallelbewegung auf fast allen Gebieten menschlichen Tuns und Verhaltens, von der industriellen Fertigung bis zu „Beethoven und Karajan in jedem Haus“ bezeichnen? Es ist der Übergang von der statischen Gesellschaft, die während Jahrtausenden die Ackerbau- und Kleinstadtgesellschaft in ihrer äußeren Existenz und in ihrer Mentalität geprägt hat, zur dynamischen, offenen Gesellschaft. Und weil wir Humanität als Wahlfreiheit definierten, als Möglichkeit, unter einer Fülle von Chancen sich frei von paternalistischen Autoritäten und frei von mythologischen Ängsten entscheiden zu können und seine Entscheide jederzeit auch ändern zu können, bezeichnen wir die technische Zivilisation als die bisherige Höchstform praktizierter Humanität. Was vormals während Jahrhunderten nur gepredigt wurde, ist hier greifbar nicht nur für eine schmale und privilegierte Oberschicht, sondern greifbar für die breiten Massen, auf die Erde heruntergestiegen.

Sind wir deswegen auch glücklicher?

Wir haben gesagt, daß sich die materiellen und nichtmateriellen Daseinsbedingungen in den letzten 200 Jahren maßgeblich verbessert haben und die Daseinsmöglichkeiten eine große Auffächerung und Bereicherung erfahren haben. Sind die Menschen dadurch, im Vergleich zu ihren Vorfahren in der statischen Gesellschaft mit ihrem harten Existenzkampf, glücklicher geworden?

Wer Humanität auffaßt nach den Worten der Weltgesundheitsorganisation als einen „Zustand völligen seelischen, geistigen und sozialen Wohlbefindens“ und wer dazu noch der stets populären romantischen Verklärung der Vergangenheit huldigt, wird dieser unserer Epoche die Eigenschaft der Menschlichkeit nicht zuerkennen, ja mit Hinweis auf wirkliche oder angebliche Folgeschäden der Arbeitsteilung, der Energienutzung, des Güterverbrauchs, der weltumspannenden Kommunikation, des Massengeschmacks und des Massenbetriebes geradezu absprechen.

Meines Erachtens ist das Kriterium des Glücks völlig unbehelflich zur Beurteilung menschlicher Aktivitäten. Goethe sagte, er sei in seinem langen Leben zusammengerechnet höchstens einige Monate glücklich gewesen. Es gibt Philosophien und einige Religionen, welche tatsächlich das individuelle Glück im Diesseits als höchstes Ziel und als erreichbar betrachten, und die Weltgesundheitsorganisation hat sich offensichtlich einer solchen Auffassung verschrieben. Der Verfasser steht auf dem Standpunkt, den auch die christliche Religion einnimmt, wonach der Mensch ein unvollkommenes, in Begrenzungen und Widersprüchen (in „Sünde“) verhaftetes Wesen ist, das zwar nach dem Absoluten – der Sinnerfüllung, der Schmerzlosigkeit, dem Glück – strebt, aber aus dem spannungsreichen Dilemma zwischen Sollen und Sein nicht heraustreten kann. Und wenn dieser Sachverhalt schon für den einzelnen zutrifft, so erst recht für die Gesamtheit der Menschen: Glück wird individuell höchst verschieden definiert und empfunden, so daß es ausgeschlossen ist, von irgendeiner Art der Zivilisation zu erwarten, das Glück aller herzustellen.

Die sichtbaren Erfolge von Technik und Wirtschaft, die man letzten Endes als Erfolge der Rationalität bezeichnen darf, haben dem Irrtum Vorschub geleistet, nicht nur Kraftfahrzeuge, Flugzeuge, Abiture („Begabungen“), Gesundheit seien machbar, sondern auch die innere Befindlichkeit aller Menschen. Das Merkmal dieser unserer Zivilisation ist aber die Verbesserung der äußeren, materiellen Daseinsbedingungen einerseits (die von manchen selbstherrlichen Menschheitsbeglückern wegwerfend als moralisch tiefstehender Materialismus verachtet werden) und andererseits die Ausweitung der Daseinsmöglichkeiten als Folge der gesteigerten Produktivität und des wechselnden Angebots an Gütern und Dienstleistungen. Der „Fortschritt“ besteht darin, daß der einzelne eine wesentlich größere Wahlfreiheit in der Verwendung seines Einkommens (er ist weit über den unmittelbaren Existenzbedarf hinausgekommen) und seiner Freizeit hat. Aber es ist ihm überlassen – und muß ihm überlassen bleiben –, welche unter den vielfältigen Möglichkeiten er wählt und ob er mit seiner Wahl „glücklich“ ist. Als unstetes Wesen wird er im Laufe der Zeit gleiche äußere Umstände verschieden bewerten. Für die Empfindung des Glücks gibt es nicht einmal im individuellen Leben eine dauernde verbindliche Zielsetzung, geschweige denn für ein Kollektiv. Wo immer Menschheitsverbesserer oder Herrscher – auch die Menschheitsverbesserer von heute wollen ja unbedingt ihre persönlichen Vorstellungen allen anderen auferlegen, sind von Machttrieb und keineswegs von Menschenliebe besessen – das Glück auf ihr Papier geschrieben haben, endete es in Tränen und Blut.

Daß also die technische Zivilisation die Menschen nicht glücklicher gemacht hat, sondern „nur“ reicher, freier, empfindungsfähiger und sensibler, chancenvoller auf allen Gebieten, ist somit kein Mangel, sondern die eigentlich menschliche Seite an ihr. Sie ist nämlich in hohem Maße menschengemäß, gerade weil sie den Menschen als ein Wesen sieht, das immer über den erreichten Zustand hinaus will und dennoch immer mit den eigenen Unvollkommenheiten ringen muß, als ein Wesen von großer Anpassungsfähigkeit und ausgestattet mit der Bereitschaft zur dauernden Korrektur aufgrund von Einsicht oder neu entdeckten Wünschen. Kurz: unsere Zivilisation ist der gültige Ausdruck eines realistischen Menschen- und Weltbildes, wonach Freiheit nur in dauerndem Wandel und Wandel nur in Freiheit möglich ist. Es ist eine prozeßhafte Zivilisation, die als offenes System instabil ist und sein muß; wir haben diese Instabilität auszuhalten, weil die Alternative, der Gleichgewichtszustand der erstarrten Strukturen, der Tod der Freiheit und des schöpferischen Menschseins wäre.

Warum sind wir denn wenigstens nicht zufriedener geworden?

Wenn wir uns vergegenwärtigen, in welchen Verhältnissen noch unsere Großväter gelebt haben, dürfen wir föhlig dankbar sein für die mannigfachen Änderungen, die seither eingetreten sind. Dennoch wird behauptet, die Menschen seien früher viel zufriedener gewesen und vor allem psychisch gesünder. Kürzlich wurde von zwei Basler Professoren die Meldung verbreitet, die Depressionen hätten in beängstigendem Ausmaß zugenommen, und zwar sei dies eine Folge des Leistungsdrucks, der Konsumgesellschaft und der Furcht vor der Atomkatastrophe. Wir wissen aber gar nicht, ob es heute wirklich mehr depressive Menschen gibt als früher; was eindeutig zugenommen hat, ist die Zahl derjenigen, die von der Behandlung psychischer Krankheiten leben und sie deshalb auch aufspüren können, wie ja überhaupt auch manche körperliche Krankheiten nicht zugenommen haben, sondern einfach wegen der verbesserten Diagnosemöglichkeiten „entdeckt“ werden. Der objektive Tatbestand braucht sich gar nicht verändert zu haben, man kennt ihn einfach besser, und ob die jeweils angewendete Therapie wirklich erfolgreich ist, bleibt mit Zweifeln behaftet. Und vielleicht sind insbeson-

dere die sogenannten psychischen Krankheiten, die jetzt plötzlich so grassieren sollen, eine Folge der verbesserten Daseinsbedingungen: Man kann sich heute auch diesen Sport noch leisten, und die einschlägigen Therapeuten scheuen sich ja nicht, ihrer Besorgnis im Textteil der Zeitungen Ausdruck zu geben und damit Gratisreklame für sich zu betreiben,...

„Bedürfnisse“ sind unbegrenzt

Es ist ein verbreiteter, aber ein grundlegender Irrtum, zu meinen, wenn es den Menschen „besser gehe“, seien sie auch zufriedener – zufriedener im Sinne von endlich erfüllten Wünschen, von Behaglichkeit, ja Satttheit. Der Mensch unterscheidet sich vom Tier dadurch, daß er einen „konstitutionellen Antriebsüberschuß“ hat, daß seine Antriebe „entwicklungsfähig und formbar sind, imstande sind, den Handlungen nachzuwachsen, die damit selber zu Bedürfnissen werden“ (Arnold Gehlen). Die Bedürfnisse der Menschen sind, weil der Mensch ein Neugierwesen ist, eben nicht konstant. Schon im Bereiche der materiellen „Bedürfnisbefriedigung“ gibt es kein feststellbares Maximum oder Optimum. Die Bedürfnisskala der Menschen ist beweglich, sie verschiebt sich dynamisch, so daß es immer einen Überschuß an Bedürfnissen (besser: an Wünschen und Erwartungen) über das jeweilige Angebot und den erreichten Stand geben wird.

Der Mensch ist darauf angelegt, daß er mit dem Ist-Zustand immer unzufrieden ist oder, neutraler ausgedrückt, daß ihn seine Intelligenz, seine Lernfähigkeit, seine Neugierde, sein Spieltrieb immer über den einmal erreichten Zustand hinausführen. Die Kehrseite dieses Dranges ist die Erfahrung der Begrenzung. Die Neugier erlischt erst mit dem Beginn der Senilität, ja die Senilität kann definiert werden als das Ende des Gestaltungsdranges: Der greise Mensch spielt nicht mehr und wagt nichts mehr.

Lob von Wandel und Zerfall

Die ganze Entwicklung der Technik und die sie in Produkte für den breiten Gebrauch umsetzende Wirtschaft ist von unaufröhrlichem Wandel geprägt; vier Fünftel der heute gebrauchten Produkte gab es vor 10, 20 Jahren überhaupt nicht, und längerlebige Produkte sind konstanter Veränderung unterworfen, wie zum Beispiel das Auto. Die Veranstaltung dieser Zivilisation läuft eben nicht nach einem vorgegebenen starren Plan einiger Technokraten oder politischer Machthaber ab. Real sind die einzelnen, wie Schopenhauer bemerkte, und diese vielen einzelnen handeln auch in der Wissenschaft und in der Technik nicht nur und nicht einmal primär rein rational. Zufall, Lust am Experiment, Spieltrieb, Prestigebedürfnis haben oft zu wichtigen Entwicklungen und Erfindungen geführt; erst im Rückblick, in gutgemeinten Biographien und selbstbeweihräuchernden Festschriften von Firmen, wird solchen Vorgängen die Etikette der „Planung von langer Hand“ und das edle Motiv der „Förderung des Gemeinwohls“ (eine ganz gefährliche, weil durchaus verschwommene Zielsetzung) umgehängt. Mit anderen Worten: Die Wirkung wird als Ursache ausgegeben. Und warum sollen nicht auch beim technischen Handel Gefühle mitwirken, motivierend und demotivierend? Ärger, Abgestumpftheit, Wut, Verzweiflung stehen neben Freude, Interesse, Stolz und Übermut.

Die Technik habe sich, so hören wir von vielen Seiten, gegenüber früher, als sie noch im Dienste der „Befriedigung fest umrissener Bedürfnisse“ gestanden habe, emporgeschwungen zum alles beherrschenden, alles durchwaltenden Demiurgen, sie beute in unverantwortlicher Weise aus, ja vernichte die wehrlose Natur und zerstöre alle feineren Regungen des Menschen, sein inneres Wesen, seine höhere Bestimmung, indem sie ihn in das immer schneller rotierende Karussell des weithin „sinnlosen“ Konsums setze. Unbestritten sei auf jeden Fall, daß die Technik den Menschen überfordere, zum Dämon, zur

Geisel der Neuzeit geworden sei. Die Technokräten und, noch schlimmer, die aus der technischen Entwicklung Kapital schlagenden Unternehmer würden nicht mehr auf feststehende, klare und einfache Zwecke hin erfinden und produzieren, sondern was technisch möglich sei, werde auch gemacht, ohne Rücksicht auf schädliche Folgen und ohne Bindung an übergeordnete Werte. Der Mensch sei vom Dämon Technik bedroht, sicher aber geistig und moralisch überfordert.

Der Vorwurf ist nicht haltbar. Das Wesen dieser unserer Zivilisation besteht gerade nicht in der autoritären Setzung von Zwecken auf lange Sicht, sondern darin, daß sie dem Unvorhersehbaren des menschlichen Geistes und Könnens Raum brach. Deshalb ist der Gebrauch, der von einer Neuerung gemacht wird, vom Erfinder nicht vorauszu sehen, ja in manchen Fällen blieben und bleiben Erfindungen auf dem Reißbrett oder nach der Nullserie stecken. Nicht alles, was technisch möglich ist, erweist sich auch als marktfähig. Überhaupt ist es mit den Prognosen über die Zukunft eher schlecht bestellt. 1965 luden zwei amerikanische Institutionen 100 Wissenschaftler aller Fachrichtungen ein, zu beschreiben, wie nach ihrer Meinung die Welt im Jahre 1985 aussehen würde. Hier einige dieser Kennertips auf bloß 20 Jahre hinaus: Wetter und Klima werden manipuliert durch gezielte Erwärmung oder Abkühlung der Meere; unsere Autos werden mit Elektrizität aus Brennstoffzellen angetrieben; Güter zwischen den Kontinenten werden durch atomgetriebene U-Boote transportiert; das Überschallflugzeug setzt sich durch, weil es billiger ist; Süßwasser wird billig aus dem Meerwasser gewonnen; die Hausfrau wird ihren Einkauf per Fernstelefon tätigen; die automatische Sprachübersetzung ist realisiert. Neben diesen Nietten stehen natürlich auch Treffer in der Futurologie. Was aber bezeichnend ist: Sämtlichen Wissenschaftlern war 1965 etwas nicht einmal erwähnenswert, nämlich die Erdölkrise von 1974, ein Ereignis, das übrigens zeigt, welchen Einfluß politische und teilweise wirtschaftliche Treibkräfte in einer Welt spielen, die angeblich willenlos dem automatisierten Prozeß der technischen Entwicklung ausgeliefert sei.

Zweifellos können wir in dieser oder jener Hinsicht auf kürzere Frist relativ gute Voraussagen und auf mittlere Frist relativ plausible Mutmaßungen anstellen. So werden die Jungen in 10 oder 15 Jahren, wenn sie ihre Musikbibliothek aus kompakten Schallplatten mit Laser-Abtastung aufbauen, für unsere Musikalienvorräte entweder nur ein mitleidiges Lächeln übrig haben oder sie nach einem weiteren Zeitraum auf dem Antiquitätenmarkt teurer verkaufen, als wir sie seinerzeit erstanden haben. Auf mittlere Sicht dürfte sich das wissenschaftlich-technische Schwergewicht von der Elektronik auf die Molekularbiologie verlagern, wie ja überhaupt die Schnelligkeit der Entwicklung in den verschiedenen Feldern höchst unterschiedlich ist, je nachdem, ob man am Anfang oder im Reifestadium steckt. Wichtiger als die Zukunftsprognosen, denen die Menschheit seit Anbeginn unter verschiedensten Formen immer nachgejagt ist, scheinen aber die zwei Pfeiler eines sachbezogenen und gerade deswegen humanen Verhältnisses zur Entwicklung zu sein: Erstens müssen die Horizonte offengehalten, darf dem Unvorhersehbaren, dem Wandel und auch dem Zufall nicht in den Weg getreten werden; und zweitens sollen wir Vertrauen aus der großen Anpassungsfähigkeit des Menschen schöpfen. Der technischen und jeder anderen Entwicklung würde der Lebensatem ausgeblasen, wenn man den Prozeß der kritischen Auseinandersetzung unterbinden oder auch nur als lästig von sich schieben wollte. Die Eisenbahn wurde seinerzeit keineswegs mit Enthusiasmus willkommen geheißen, und doch setzte sie sich durch. Die Kampagne gegen die Kernenergie erinnert an dieses historische Beispiel. Die beredte Klage über schädliche Folgen technischer Neuerungen ist in jedem Einzelfall genau zu untersuchen. Die Erfahrung lehrt, daß, soweit es sich um begründete Kritik handelt, meistens

Abhilfe geschaffen werden kann, allerdings fast ausschließlich wiederum mit technischen Mitteln und nicht mit bloßen globalen Verboten. Übrigens sind viele dieser schädlichen Begleiterscheinungen verbunden mit der Demokratisierung, also der Massenverbreitung technischer Werkzeuge und Hilfsmittel: Dem Auto wurde keine Umweltbelastung angekreidet, solange es ein Vehikel der schmalen Oberschicht war...

Das Ringen mit Widrigkeiten, mit Begrenzungen und Knappheit der materiellen und geistigen Ressourcen ist das Schicksal des Menschen. Warum soll es in der Technik anders sein? Die nützlichsten Resultate bringt dieses Ringen dann, wenn es sich auf konkrete, faßbare und damit praktisch zu bewältigende Probleme konzentriert, die ihrerseits immer noch komplex genug sind (man denke an die in der Wissenschaft umstrittenen Interdependenzen der verschiedenen Schadstoffe oder an den Streit der Meteorologen, ob die Industrialisierung zur Erwärmung oder Erkaltung der Erdatmosphäre führe). Gefährlich wird die Sache, wenn man sich in Verallgemeinerungen ergeht. So können wir eine Ideologie des technischen Enthusiasmus nicht vertreten, weil sie im Widerspruch zu den beobachtbaren Vorgängen und zum Wesen der Menschen steht, die schließlich auch die Technik tragen und „machen“. Ebenso verfehlt ist aber die Ideologie der antitechnischen Nullwachstums-Propheten. Diesen – es sind meistens Intellektuelle und Politiker, die in ihrem Leben kaum eine Fabrik, ein Laboratorium oder einen Arbeiterhaushalt von innen gesehen haben – schwebt als ideale Lebensform die Existenz des englischen Landedelmannes aus dem 18. Jahrhundert vor, der, weil er von einer Hundertschaft von Dienern und Mägden umgeben war, nicht arbeiten mußte und sich deshalb an den Sonnenuntergängen und der Wildgansjagd erfreuen konnte. Erheitert ist nur, daß sich diese privilegiensüchtigen Aristokraten als Anwalt der breiten Masse ausgeben und sogar fühlen...

Wer jedes Risiko ausschalten will, beendet das Leben

Die technische Zivilisation droht an ihren Erfolgen zugrunde zu gehen, nicht an ihren Mißerfolgen. Wir meinen jetzt nicht die Erschöpfung der begrenzten natürlichen Ressourcen – erstens halten sie länger an als erwartet, und zweitens können sie durch Substitution unterlaufen werden – und nicht die Umweltbelastung, die im Vergleich mit den Schad- und Giftstoffen, die wir auch ohne jede Industrialisierung täglich zu uns nehmen, teilweise maßlos übertrieben wird und vor allem durch technische Maßnahmen in Schranken gehalten werden kann. Wir meinen die Schlaraffenland-Mentalität, die sie erzeugt hat: Alles ist machbar, also auch das Wohlbefinden, jede Störung der äußeren und inneren Gesundheit ist ein Fehler (nicht von sich selbst, sondern der anderen, der Gesellschaft, der Technik) und muß so rasch wie möglich beseitigt werden (nicht durch eigene Anstrengung, sondern durch die anderen, den Staat). Die wahre Religion vieler Menschen in diesem Zeitalter ist diejenige des Hedonismus, jener Lehre gutsituerter Athener, wonach die Lust und die Glückseligkeit das einzige wirkliche Ziel des menschlichen Strebens sei. Einen größeren Unterschied zur Lehre und zum Lebensgefühl des Christentums in der vorindustriellen Zeit kann man sich kaum denken. Und Glückseligkeit wird verstanden als Abwesenheit von allem Unangenehmen: kein Schmerz, keine Krankheit, möglichst langes Leben, keine Einengungen irgendwelcher Art. Zwar wird diese diesseitige gerichtete und das individuelle Wohlbefinden in den Mittelpunkt rückende Religion weder in der Theorie noch im Alltag bis zum Exzeß praktiziert, so wenig wie es beim jenseits gerichteten Ideal der christlichen Askese der Fall war. Was uns hier beschäftigt, ist mehr die Grundstimmung: Alles ist machbar, auch das Glück, niemand darf leiden. Befinden wir uns deshalb in einer Untergangszeit wie in Hellas oder im alten Rom, sind wir durch die Rentnermentalität Wehruntauglicher geprägt und

sollen wir die gesamte Politik auf das Wehwehchen-Denken von alten Männern und rheumageplagten Greisinnen einstellen?

Im „Deutschen Ärzteblatt“ vom 13. August 1981 erschien ein Artikel unter dem Titel „Die Gefahr als immanenter Faktor des täglichen Lebens“. Der Kernsatz lautet: „Es ist ganz unwahrscheinlich, daß Gesundheit die Norm des Lebens sei.“ Alle chemischen und physikalischen Reaktionen streben nämlich das Gleichgewicht des niedrigsten Energiezustandes an, so daß der Tod dem Streben der Naturkräfte durchaus entspricht, ja in jedem Lebewesen vorprogrammiert ist. Und ebenso wie der Tod sei auch die Angst ein im Leben bewußter Wesen eingebauter Faktor. Wir stimmen dem Verfasser Helmuth A. Stickel voll zu. Die Grenze zwischen gesund und krank ist nicht scharf gezogen, und was jeweils die Norm ist, bestimmt sich eher statistisch, hat fließende Übergänge zum Abnormen und ist selbst dem Wandel unterworfen. Wenn heute gesagt wird, die Angst der Menschen habe, als Folge der technischen Entwicklung und der Umstellung mit immer mehr gemachten künstlichen Dingen, in erschreckender Weise zugenommen, so ist dies teils eine leere Behauptung, teils Ausfluß einer falschen Ideologie. Angst hat es zu allen Zeiten gegeben, und früher war sie zweifellos lebensbedrohender als heute. Und Angst ist einem bewußten Wesen ebenso mitgegeben wie die Fähigkeit zur Freude. Das Herausstreichen aller negativen Empfindungen und Erfahrungen aus der Existenz würde den Menschen der Möglichkeit berauben, sich aktiv und reflektierend mit seinem Schicksal auseinanderzusetzen.

Es gilt allgemein der Spruch: „Je reicher – desto sensibler“. Die gesteigerte Empfindlichkeit gegenüber Umweltbelastung und anderen Folgen der Industrialisierung (aufs engste verknüpft mit dem Übertritt für Luxusgüter in den Allgemeingebrauch) ist eine direkte Folge der ungeahnten Produktivität und damit der Realeinkommen. Man kann es sich heute „leisten“, Besorgnisse wegen der Landschaft, wegen Baudenkmälern, wegen der Reinheit von Wasser und Luft zu hegen, weil jetzt das Geld vorhanden ist, Abhilfe zu schaffen – Abhilfe vorwiegend wiederum mit technischen Mitteln. In den Anfängen der Industrialisierung scherte sich kaum jemand um die Rauchfahnen aus den Fabrikaminen, auch nicht um die Hygiene und die Sicherheit innerhalb der Fabrik, denn damals war man froh, daß der Bevölkerungsdruck in der Agrarwirtschaft durch die neu geschaffenen Arbeitsplätze in der Industrie abgenommen werden konnte. Einst als schicksalhaft hingenommene Risiken werden heute nicht mehr akzeptiert – nicht weil wir tugendhafter geworden sind, sondern weil früher die finanziellen und die technischen Mittel, sehr häufig sogar die Methoden zur wissenschaftlichen Feststellung von Risiken fehlten. Wie die Skala der Bedürfnisse, so verschiebt sich auch die Skala der Empfindlichkeit im Laufe der Zeit nach Maßgabe der vorhandenen Möglichkeiten.

Damit soll nicht der Gleichgültigkeit das Wort geredet werden. Die Fabrikgesetzgebung ist ebenso zu den echten Fortschritten zu rechnen wie die (zweckmäßigen) Maßnahmen des Umweltschutzes. Hingegen darf die Wahrnehmung von Schäden nicht verwechselt werden mit einer objektiven Zunahme der Schäden. Wenn man etwa den heutigen Nahrungs- und Genußmitteln wegen der Beigabe von Konservierungsstoffen und wegen der fabrikmäßigen Herstellung den Vorwurf macht, sie seien nicht mehr „natürlich“ und würden den Konsumenten untragbare Giftstoffe zuführen, so vergißt man, daß auch die Natur Giftstoffe produziert, nicht nur der Mensch mit seiner Technik. Es ist daher gefährlich, alles natürlich Gewachsene von vornherein als gut und zuträglich zu bezeichnen. „Dosis facit venenum“ (Paracelsus). Die Milch ist das einzige Nahrungsmittel, das die Natur eigens für das heranwachsende Lebewesen produziert; bei allen anderen pflanzlichen und tierischen Nahrungsmitteln mußte der Mensch

durch Versuch und Irrtum herausfinden, was in welchen Mengen ihm zuträglich ist, und die beste Empfehlung besteht darin, möglichst wenig von möglichst vielen verschiedenen Produkten zu konsumieren, um das gesundheitliche Risiko auf ein Minimum zu reduzieren. Glücklicherweise ist der menschliche Organismus kein passives Opfer etwa der Lebensmittelindustrie, sondern verfügt über Abwehrstoffe und höchst subtile Reparaturkapazitäten in seinen Zellen.

Ein besonders markantes Beispiel für die Risiko-Diskussion sind seit einigen Jahren die Kernkraftwerke. Die Befürworter der Kernenergie pflegen darauf hinzuweisen, daß die Strahlenbelastung für jemanden, der während drei Jahren in der Nähe eines Kernkraftwerkes lebt, kein größeres Risiko bedeute als eine einzige Zigarette zu rauchen, eine halbe Flasche Wein zu trinken oder 100 km mit dem Kraftwagen zu fahren. Solche Hinweise pflegen bei den überzeugten Kernkraftwerkgegnern ebenso wenig Eindruck zu machen wie der Hinweis, daß die natürliche Strahlung aus der Umwelt (und aus dem eigenen Körper) 800mal größer ist als die zusätzliche Strahlenbelastung in der Nähe eines Kernkraftwerkes. Die Vereinigung der amerikanischen Wissenschaftler, welche gegen Kernenergie eingestellt sind, behaupten, friedlich genutzte Kernenergie sei 100mal riskanter, als die interessierten Industrievertreter behaupten. Diese Meinungsverschiedenheit kann wie folgt dargestellt werden: Die Nuklearindustrie in den USA behauptet, daß die Kernenergie die durchschnittliche Lebenserwartung eines Amerikaners um weniger als eine halbe Stunde abkürze, die Kritiker dehnen diese Lebensverkürzung, mit ihrem Faktor 100, auf zwei Tage aus. Ob nun ein typisches Leben eine halbe Stunde oder zwei Tage weniger lang dauert – auf jeden Fall handelt es sich um ein Risiko, das im Vergleich mit anderen Risiken vertretbar, ja sogar minimal erscheint. Denn wer schon aus Sorge um die Mitmenschen den verschiedenen Ursachen der Lebensabkürzung zu Leibe rücken wollte, müßte in erster Linie das Verbot des Motorradfahrens, des Rauchens, des Skifahrens, des Trinkens und des Autofahrens verlangen...

Die Kernenergie bewegt die Gemüter allerdings wegen zweier anderer Formen des Risikos als des üblichen: nämlich das geographisch lokalisierte Risiko, in der Nachbarschaft eines Kernkraftwerkes (KKW) zu leben (anvisiert ist der GAU, der größte denkbare Unfall eines KKW), und das Risiko, daß die hochradioaktiven Stoffe in der Endlagerung durch geologische Verschiebungen in einigen hunderttausend oder mehreren Millionen Jahren an die Oberfläche gelangen und über den Wasserkreislauf verheerende Vergiftungen erzeugen. Zum Thema des GAU wurde in der letzten Generalversammlung der Schweizerischen Vereinigung für Atomenergie von einem Referenten ausgeführt, der ganz große Katastrophenfall wäre natürlich (für einen Kleinstaat wie die Schweiz) eine nationale Katastrophe, „aber dieser Unfall ist ein Phantomunfall“. Es habe keinen Sinn, Phantomunfälle zu konstruieren, deren Wahrscheinlichkeit so gering ist, daß man in allen anderen Bereichen des privaten und des industriellen Lebens von „praktisch unmöglich“ sprechen würde, um dann mit den hypothetischen Folgen solcher Unfälle so umzugehen, als begehe man sich im Bereich des zu Erwartenden. Wohl sei nichts unmöglich, was sich mit den Gesetzen der Physik vereinbaren lasse; man würde aber einen Grundkonsens unseres Zusammenlebens aufgeben, wenn wir Katastrophen, die nach menschlichem Ermessen nicht zu erwarten sind, zur Grundlage von Entscheidungsprozessen machen. In der Tat, wer Phantomunfälle, theoretisch mögliche Katastrophen zum Kriterium der Zulässigkeit von Produktionsprozessen oder Transportmitteln macht, müßte den größten Teil der menschlichen Aktivitäten lahmlegen. In einer modernen Stadt ist es möglich, mit wenigen Gramm Botulin das Trinkwasser zu vergiften und Hunderttausende zu töten (es braucht nur einmal die Forellenkontrolle auszufallen). Soll man deswegen eine solche Wasserversorgung stilllegen?

In andere Dimensionen stößt das Problem der Endlagerung hochradioaktiver Substanzen vor. Von wissenschaftlicher Seite wurde dem Verfasser zwar beruhigend mitgeteilt, nach einer tektonischen Verschiebung würden diese Abfälle Tausende von Jahren brauchen, bis sie an die Oberfläche des Wassers gelangten, und wären dann so verdünnt, daß sie für den Menschen unbedenklich wären. Das Problem liegt aber nach Erachten des Verfassers an einem anderen Ort: Für welche Zeiträume kann uns, den heutigen Menschen, kann den Menschen überhaupt eine Verantwortung zugemutet werden? Die Meinung des Verfassers ist, für ein bis zwei Generationen. Die moralische Verantwortung für die Folgen unseres Tuns hat eine endliche Grenze auf der Zeitachse. Sie darf nicht ins Unermeßliche ausgedehnt werden. Der Grund liegt darin, daß wir gar nicht wissen, wie die Situation auf diesem Planeten in einigen Millionen Jahren aussieht, welche Art von Leben die atmosphärischen Bedingungen dann noch zulassen und, wenn es noch Menschen unserer Gattung gibt, ob diese nicht über ein wesentlich höheres Maß an Fertigkeiten und über wesentlich mehr finanzielle Mittel verfügen als wir, um mit Problemen fertig zu werden, die für uns heute noch unlösbar sind. Knapp und scharf gesagt, der Verfasser vertritt den Standpunkt: Wir sind nicht der Atlas, auf dem die Verantwortung für die gesamte Zukunft der Erde, bis zum Erlöschen der Sonne ruht, sondern wir dürfen und sollen ruhig manche Probleme den Enkeln und Urenkeln überlassen, die nach aller Wahrscheinlichkeit materiell wesentlich reicher sind als wir und wohl auch technisch über noch ungeahnte Möglichkeiten verfügen. Unsere Väter und Großväter haben auch nicht Gesetze erlassen, wie wir mit der zunehmenden Besiedlung unserer Länder und mit der Massenmotorisierung fertig werden; Probleme sind dann zu lösen, wenn sie konkret werden, so daß jede Generation ihre je eigenen Aufgaben hat und, wie die Erfahrung zeigt, auch lösen kann.

Es liegt auf der Hand, daß sich in der hitzigen Kernenergie-Debatte die Angst vor der neuzeitlichen Technik, wahrscheinlich vor dem Neuen überhaupt, wie in einem Brennspiegel sammelt. Menschenfreundlichkeit müßte eigentlich gebieten, wie es bis zum Ausbruch der Kollektivhysterie der Fall war, die Kernenergie als sichere, wirtschaftliche und (unter der Voraussetzung der schnellen Brüter) Jahrtausende lang ausreichende Energiequelle zu begrüßen, die uns von nicht erneuerbaren fossilen Energiequellen unabhängig macht. Die Bewegung ist aber durchaus irrationaler Natur und gemahnt in einzelnen Erscheinungen an mittelalterliche Teufelsaustreibungen.

Man kann nur mit Geduld versuchen, das Gespräch allmählich wieder auf die Auseinandersetzung über sachliche Probleme zu bringen. Die Technik kann auch hier nicht behaupten, heute ein vollständiges Wissen über jede erdenkliche Zukunftsspanne zu besitzen. Sie kann aber etwa darauf hinweisen, daß die als Ersatz heute angepriesenen Kohlekraftwerke auch unter besten Verhältnissen eine höhere Gesundheitsschädigung nach sich ziehen als Kernkraftwerke. Ob solche Argumente die Kreuzzugfahrer ernüchtern, ist allerdings fraglich.

Kein Leben und damit auch keine Technik ohne Risiko: Man kann und soll das Risiko durch den Einsatz des verfügbaren Wissens und Könnens auf ein Minimum herabdrücken, und diese Marschrichtung ist von der Technik eingeschlagen worden, von der Verbesserung der Maschinen in den Fabriken über die Verkehrsmittel aller Art, bis zu den Anlagen für Energiegewinnung und den Umweltschutz. Aber jedes Risiko vollständig und für alle Zukunft ausschalten zu wollen, das wäre Hybris, wäre die Anmaßung der Allmacht durch den Menschen. Das Ende der von uns überblickbaren Risiken tritt mit dem Tod ein. Wer also jedes Risiko ausschalten will,

beendet das menschliche Leben, das ohne Risiko, ohne Angst, aber auch ohne den dauernden und über weite Strecken erfolgreichen Kampf dagegen nicht möglich ist.

Wer bewacht die Wächter?

Der zentrale Vorwurf gegen die technische Zivilisation lautet, sie habe sich vom „Sinnvollen“, „Menschengemäßen“ in der technischen Entwicklung, in der Produktion der Güter und Dienstleistungen und im Konsumverhalten weit entfernt. Zwar sei der materielle Lebensstandard gestiegen, aber die Lebensqualität habe außerordentlich stark gelitten, es fehlten die Geborgenheit, die Überschaubarkeit, die Harmonie und Wertfülle der vorindustriellen Zeit. Nur durch die Rückkehr zu der wahren Sinngebung, durch die Abwendung von der Konsumgesellschaft würde die Natur geschützt und der Mensch innerlich gehoben.

Diese Zivilisationskritik beruht auf mehreren Irrtümern. Zunächst ist es falsch, einen Gegensatz zwischen Quantität und Qualität zu konstruieren. Seit wann sind steigende Realeinkommen und wachsende Freizeit bloß quantitative Vorgänge? Warum sollen materielle, das heißt greifbare Güter verachtenswerte materialistische Dinge sein, wo sie doch den Menschen das Leben erleichtern und in ihrer dauernden weiteren Entwicklung qualitativ verbessert werden? Überhaupt sind die sogenannten materiellen Güter in den meisten Fällen Träger und Mittler nicht-materieller Werte, von Informationen über Erlebnisse bis zu Bildungswerten.

Sollen wir die Natur unberührt lassen? Die Natur ist vom Menschen immer genutzt worden, das ist sogar der biblische Schöpfungsauftrag. Menschliche Handlungen waren immer naturüberschreitend, nur so entstanden Zivilisationen und Kulturen, diese Gebilde höchster Künstlichkeit. Human ist nicht nur das Überflüssige, das, was über das biologisch Lebensnotwendige hinausgeht, sondern auch das Künstliche, das Bearbeitete und Gestaltete. Die Frage lautet nicht, ob wir die Natur unberührt lassen sollen, wie moderne Wiederentdecker vorchristlicher, heidnischer Naturreligionen postulieren, sondern in welchen Grenzen wir die Folgen der Industrialisierung auf die Natur halten müssen.

Sollen wir in der Herstellung und im Konsum von Gütern und Dienstleistungen auf das „Lebensnotwendige“ zurück, um die Natur zu schonen und den Menschen zu seinen inneren Werten zu führen? Das tägliche Plebiszit der Konsumenten und die bislang nicht verschwundene Forderung nach höherem Realeinkommen deuten darauf hin, daß die Mehrheit der Bevölkerung dem einfachen Hirtenleben noch keinen Geschmack abgewinnt. Nun könnte man einwenden – und es wird auch vorgebracht –, daß die Mehrheit eben auf einen sinnlosen Konsum hin manipuliert werde; man müsse ihre Wünsche und Absichten in Richtung auf ein vernünftiges Verhalten umpolen. Wir stehen hier vor der Frage: Wer will denn nach welchen Maßstäben bestimmen, was dem Menschen an Gütern und Dienstleistungen frommt und was nicht? Es ist ein Kernproblem jeder gesellschaftlichen und politischen Ordnung. Entweder leben wir in einer offenen Gesellschaft und geben dem einzelnen die Freiheit, seine Wahl nach eigenem Gutdünken zu treffen, oder wir postulieren eine Ordnung, in welcher durch einen hoheitlichen Akt festgelegt wird, was herzustellen und zu konsumieren, was zu erfinden und zu forschen „sinnvoll“ und „nicht sinnvoll“ ist. Es müßte also diese Instanz sich selbst für legitimiert halten, die Gesamtübersicht zu haben und über die Bewertungsmaßstäbe hinsichtlich wissenschaftlicher Forschung, technischer Entwicklung und Hunderttausender von Produkten sowie Tausender von Dienstleistungen zu verfügen. Sie müßte bestimmen, welche neuen Dinge herzustellen sind und welche nicht, sich also auch ein umfassendes Wissen über die Zukunft zuschreiben.

Das ist schlicht unmöglich. Auch ein Club von Nobelpreisträgern hätte weder die Gesamtübersicht über die Gegenwart noch ein abschließendes Wissen über die Zukunft. Der Mensch ist ein Wesen mit offenem Horizont. Seine Bedürfnisse im Konsumbereich verschieben sich dynamisch, nach Maßgabe des verfügbaren Einkommens und der verfügbaren Zeit, und so tun es auch die Zwecke im Bereiche von Technik und Wirtschaft. Es gibt grundsätzlich keine Möglichkeit, vorausschauend in den Gang des geistigen Prozesses der Unzahl von Individuen, und zwar der unbekanntenen Individuen, die heute existieren und morgen existieren werden, einzugreifen. Keine Regierung, keine wissenschaftliche Akademie, auch keine Generation hat das Recht, die Entwicklung des Geistes – und damit der Technik und der sie auswertenden Wirtschaft – für sich selbst und erst noch für alle Zukunft für abgeschlossen zu erklären. Das wäre übelstes Herrschaftsdenken, Herrschaft über den geistigen Prozeß. Der Bereich des Nichtwissens wird immer größer sein als der Bereich des Wissens, wir Sterbliche sind nie am Ende unserer Kenntnisse, so daß es nie eine Instanz geben kann, welche die gültige Grenze zwischen Wissen und Nichtwissen festlegen kann.

Eine allgemeingültige und allgemeinverbindliche Unterscheidung der menschlichen Hervorbringungen in „gute“ und „verwerfliche“, in „nötige“ und „unnötige“ wäre nur auf dem Wege des obrigkeitlichen Diktats möglich. Eine offene Gesellschaft, eine Demokratie, eine Marktwirtschaft ist mit der autoritären Festsetzung des „Richtigen“ nicht vereinbar. Man muß sich entscheiden, ob man eine freiheitliche Gesellschaft oder ein Wohlfahrtskomitee nach Robespierreschem Muster will. Im ersten Fall anerkennt und akzeptiert man die unendliche Fülle menschlicher Bedürfnisse, Wünsche und Zwecke, und man nimmt eine Reihe von Fehlentwicklungen und Ungereimtheiten in Kauf, weil man weiß, daß sie die Geburtshelfer von Verbesserungen und Neuerungen sind. Im zweiten Fall schließt man die Bücher der Entwicklung, friert den geistigen Prozeß ein und befaßt sich mit der Verwaltung des gerade jetzt erreichten Standes an Wissen, an industrieller Produktion und an Konsumgütern. Ob diese Verwaltung dann von hartgesottene Revolutionären, von frustrierten Intellektuellen, von Nobelpreisträgern oder von irgendeiner Sorte von Menschheitsbeglückern vorgenommen wird, wäre grundsätzlich unerheblich, denn die individuelle Wahlfreiheit wäre in jedem Falle beseitigt. Die Vorteile des autoritären Diktats liegen nach aller Erfahrung ohnehin ausschließlich bei denen, welche die Zügel der Macht in der Hand halten. Ob sie es gut oder böse meinen, ändert nichts daran, daß sie anmaßend sind. Ein Politiker der Bundesrepublik hat in einer Diskussion gesagt, die Politik habe es mit der Frage zu tun, „wie wir leben wollen“, und deshalb müsse sie Einfluß auf die Auswahl technischer Möglichkeiten nehmen. Genau diese Mentalität ist die Vorstufe zum Wohlfahrtskomitee.

Ein kritisches, aber beherztes Ja

Die kritische Distanz zu unserer Zivilisation ist gut. Sie bewahrt uns vor Selbstgefälligkeit und Hybris. Wir brauchen das Erneuerungspotential, das von Zweifeln und Herausforderungen geweckt wird.

Ebenso falsch wie eine naive Gläubigkeit ist aber die ebenso naive Abwendung von der vorgefundenen Umwelt. Sie ist nun blind für die unaufhebbare Abhängigkeit der Lebensqualität von der Verbesserung der materiellen Verhältnisse, blind auch für den mühsamen Weg von Versuch und Irrtum, von Zufall und Absicht, von Rückschlägen und Aufatmen, bis alte Dinge verbessert und neue Dinge gemacht werden und schließlich den Eingang in den Alltag finden. Die Dämonisierung der Technik ist wahrscheinlich die direkte Folge einer ungehemmten Fortschrittsgläubigkeit; das vorbehaltlose Staunen über menschliches Können schlägt in irrationale Angst um.

Gemeinsam ist beiden naiven Haltungen die Realitätsferne. Weder steigt die Menschheit in unaufhaltsamer Gesetzmäßigkeit ins Paradies der Wunschlosigkeit und des ungestörten Glücks auf, noch richtet sie sich durch ihre eigenen Werke zugrunde. Wir sollten eine vernünftige Mitte einnehmen. Unsere Zivilisation läuft nicht nach einem eingebauten Automatismus ab. Sie ist getragen von unzähligen Einzelmenschen und kann sich deshalb sowohl in Richtung Aufstieg als auch in Richtung Niedergang entwickeln. Es gibt keine Sachzwänge, immer ist menschliches Tun bewegende, auch die korrigierende, bremsende Kraft. Die Technik steht nicht als eigen-gesetzliches Reich autonom neben „menschlichen Handlungsorientierungen“, von denen sie sich Verantwortung und Sinngebung erst ausborgen müßte; vielmehr ist sie selber eine eminent „menschliche Handlungsorientierung“, weil in ihr der Mensch einen besonders intelligenten und anspruchsvollen, einen gestalterischen Umgang mit Materie und Energie betreibt.

Die kritische Distanz ruht auf dem Fundament eines beherzten Ja zu unserer Zivilisation. Es gibt zwei Hauptleistungen dieser Epoche, die es zur sittlichen Pflicht machen, eine fundamental positive Haltung einzunehmen:

- der hervorragende, von keiner anderen Epoche der Menschheitsgeschichte erbrachte Beitrag zur Verbesserung der materiellen Lebensbedingungen und damit zur Ausweitung und Vertiefung der Erfahrungs- und Empfindungskraft;

- die Begründung der offenen Gesellschaft, Garantin der individuellen Entscheidungsfreiheit und Entbinderin des Prozesses dauernder Wandlung und Revision.

Es ist unsere Aufgabe, dem Menschen die konkreten Vorgänge nahezubringen, die in den Laboratorien und den Betrieben ablaufen, ihnen die Dynamik, den Wandel, das unter Schmerzen und aus Zufall entstehende Neue und Unbekannte zu erläutern und sie vom furchterregenden Trauma zu befreien, Technik und Wirtschaft seien ein kaltschnäuziger, menschenfeindlicher Apparat.

Diese unsere Zivilisation ist in hohem Maße menschengemäß. Sie sieht den Menschen als ein Wesen, das immer über den je erreichten Zustand hinaus will und dennoch immer in Begrenzungen verstrickt bleibt, ein Wesen von großer Anpassungsfähigkeit und Bereitschaft zur Korrektur aufgrund von Einsicht oder neu entdeckten Wünschen. Sie ist der gültige Ausdruck eines realistischen Menschenbildes, wonach Freiheit nur in dauerndem Wandel und Wandel nur in Freiheit möglich ist.

Vertrauen in die unzerstörbaren Grundkräfte der menschlichen Natur, damit Freude an der Gegenwart und Zuversicht für die Zukunft gegen die verderblichen und depressionslüsternen Unheilspropheten zu verbreiten: das ist unsere Botschaft, unsere moralische Aufgabe.

Einführung in das Fachgespräch

Von A. Birkhofer¹⁾

Der heute erreichte Sicherheitsstandard unserer Kernkraftwerke beruht auf einer ständigen Weiterentwicklung der Sicherheitskonzeption seit nunmehr über 20 Jahren. Dieser dynamische Prozeß setzt sich weiter fort. Wesentliche Elemente für die Gewährleistung und Fortentwicklung von Kernkraftwerken sind die Sicherheitsforschung und die durch den Betrieb von Kernkraftwerken gewonnenen und zu gewinnenden umfangreichen Erfahrungen.

Bei diesem Stand der Reaktorsicherheit – der sich dadurch auszeichnet, daß viele Details in kerntechnischen Regeln festgeschrieben sind – geht es in erster Linie darum, zu prüfen, ob unsere Sicherheitskonzeption als ausgewogen bezeichnet werden kann. Manches weist darauf hin, daß Maßnahmen, von denen wir glauben, daß sie der Sicherheit dienen, unter Umständen auch nachteilige Auswirkungen haben können. Beispielsweise kann durch zahlreiche Ausschlagsicherungen für Rohrleitungen der Zugang zu einzelnen Komponenten für notwendige Wiederholungsprüfungen erschwert und damit die Strahlenbelastung des Betriebspersonals erhöht werden. Darüber hinaus können zuviele Ausschlagsicherungen Rohrleitungen unnötig versteifen, wodurch möglicherweise notwendige Lastabtragungen erschwert werden.

Wir müssen darauf achten, uns nicht zu einseitig mit Ereignissen und Ereignisabläufen bei Stör- und Unfällen auseinanderzusetzen, die so unwahrscheinlich sind, daß ein Schadenseintritt praktisch ausgeschlossen werden kann. Hier sollte man den Beschluß des Bundesverfassungsgerichts in Sachen Kalkar erwähnen, in dem zur Abgrenzung des Restrisikos auf Breuers Formel vom „Stand der praktischen Vernunft“ zurückgegriffen wird.

Mir scheint es in der heutigen Situation wichtiger zu sein, sich mit Ereignisabläufen und Störungen, ausgehend von betriebsnahen Ereignissen, zu beschäftigen. Diese haben zwar keine solch spektakulären Auswirkungen, sie können aber unter Umständen häufiger auftreten und daher – wenn sie einen hohen Stellenwert für den Schutz der Umwelt haben – möglicherweise risikobestimmend sein.

„Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken“ stützen sich – wie bereits gesagt – einerseits auf Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken und andererseits sehr stark auf Ergebnisse der Sicherheitsforschung.

So bemühen wir uns durch eine systematische Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken, das Sicherheitskonzept auf mögliche denkbare Schwachstellen hin zu überprüfen. Dies ist eine sehr wichtige Aufgabe. Sie nimmt an

¹⁾ Professor Dr.phil. Adolf Birkhofer ist Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Bedeutung immer mehr zu und wird um so engmaschiger, je mehr Betriebserfahrungen über Kernkraftwerke vorliegen. Aufgrund der Meldungen über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken können sowohl die gemeldeten Störfallabläufe untersucht und nachvollzogen als auch theoretisch durchgespielte Störfallanalysen verifiziert werden. Es ist sicherzustellen, daß die Ergebnisse konsequenter Auswertung der Betriebserfahrungen angewendet werden.

Was die Sicherheitsforschung betrifft, sind deren Ergebnisse für die Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken aus zwei Gründen von erheblicher Bedeutung:

Erstens verlangt das Atomgesetz eine nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge. Damit ist die Verbindung geschaffen zwischen der Exekutive, die für die Genehmigung verantwortlich ist, und der Forschung, die die notwendigen Ergebnisse bereitzustellen hat, um den Stand von Wissenschaft und Technik auch bei fortschreitender Entwicklung der Kerntechnik angemessen berücksichtigen zu können.

Der unbestimmte Begriff „Stand von Wissenschaft und Technik“ wird sehr oft mißverstanden und bedürfte einer längeren Erläuterung, die aber über das hinausgeht, was hier im Rahmen einer kurzen Einführung zu sagen ist. Die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge kann aber nicht bedeuten, daß alles, was wissenschaftlich für möglich gehalten wird oder was technisch machbar ist, auch tatsächlich realisiert werden muß. Vielmehr stellt der Stand von Wissenschaft und Technik auch einen Beurteilungsmaßstab dafür dar, welche Schadensvorsorge erforderlich ist. So orientiert sich zum Beispiel die Auslegung gegen Erdbeben an der maximal zu erwartenden Belastung und nicht am maximal realisierbaren Schutz. Nicht jede Veröffentlichung – selbst wenn sie in einer Fachzeitschrift erscheint – bedeutet eine neue Erkenntnis im Sinne eines fortgeschriebenen Standes von Wissenschaft und Technik.

Auch wir, die Gesellschaft für Reaktorsicherheit, fühlen uns in diesem Zusammenhang verpflichtet, Maßstäbe zu setzen und mitzuhelfen, die Wissenschaft weiterzuentwickeln.

Der zweite Grund für die Bedeutung der Sicherheitsforschung bei der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken ist folgender:

Die erforderliche Schadensvorsorge bei Kernkraftwerken gebietet, auch Maßnahmen gegen sehr unwahrscheinliche Ereignisse vorzusehen, die während der Betriebszeit eines Kernkraftwerkes nicht zu erwarten sind. Die Wirksamkeit dieser Maßnahmen kann daher kaum mit Hilfe konkreter Erfahrungen aus solchen Ereignissen beurteilt werden. Für die Beurteilung derartiger Ereignisse ist man überwiegend auf analytische Methoden angewiesen. Die Vertiefung des Kenntnisstandes über den Ablauf möglicher Störfälle und die Wirkung von Schutz- und Sicherheitsmaßnahmen ist daher eine zentrale Aufgabe der Sicherheitsforschung.

Diese Zusammenhänge sollte man bedenken, wenn es darum geht, auch künftig Aufwendungen im Bereich der Sicherheitsforschung und der genehmigungsorientierten Untersuchungen zu vertreten.

In der notwendigen Kontaktstelle zwischen Genehmigung und Sicherheitsforschung sehe ich eine wichtige Rolle für die Gesellschaft für Reaktorsicherheit. Dies ergibt sich aus der Tatsache, daß die GRS sowohl bei aktuellen Genehmigungsverfahren als Sachverständige die Genehmigungsbehörde in Verbindung mit den Technischen Überwachungs-Vereinen unterstützt als auch Forschungsvorhaben durchführt und betreut. Die GRS bietet den Vorteil, daß relevante Forschungsergebnisse in zum Teil unbürokratischer Form in die Genehmigungsverfahren einfließen können. Diese Situation ist hier günstiger als beispielsweise in den USA.

Die nachfolgenden Beiträge geben einen Ausschnitt über Bestrebungen, „Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken“ zu erreichen. Ganz besonders möchte ich dabei unserem Gastredner und unseren Gastmitautoren für ihre Mitwirkung an unserem Fachgespräch danken.

Stand der Risikovergleiche verschiedener Energiegewinnungsarten

Von B. Schütz, W. Bastl und R. Stüger¹⁾

Kurzfassung

Es wird ein Überblick der Risiken verschiedener Energiegewinnungsarten gegeben. Der Schwerpunkt liegt beim Vergleich der Kernenergienutzung und der Kohleverstromung, wobei die Ver- und Entsorgungssysteme mit berücksichtigt werden. Für die Energiegewinnung durch Nutzung regenerativer Energiequellen sind Risikoabschätzungen besonders schwierig, da entweder zu wenig Erfahrung vorliegt oder systematische Risikountersuchungen noch in den Anfängen stecken. Ein großes Problem stellen die richtige Wichtung von Risiken aus dem Normalbetrieb und Risiken aus größeren Störfällen dar. Aus diesem Grund haben bisher Risikountersuchungen ein und derselben Energieerzeugungsart zum Zweck einer Schwachstellensuche die größte praktische Bedeutung erlangt.

Abstract

An overview of the risks of various modes of electrical power production is presented. The emphasis lies on the comparison between the nuclear energy and coal, whereby the supply and disposal systems have been considered. Risk estimates of energy produced by regenerative energy sources are particularly difficult, because either experience is lacking or systematic risk evaluations are in their preliminary state. An important problem is the correct balancing of the results obtained from risks due to normal operations and risks due to major accidents. Therefore, risk evaluations of one and the same electrical power production mode for finding of weak-points in the systems have gained a large practical significance.

Einführung

Der Begriff „Risiko“ ist sehr vielschichtig, daher soll hier kurz, ausgehend von einer sehr allgemeinen Definition, auf den Begriff hingeführt werden, der in den dargestellten Vergleichen verwendet wird. Das ist schon deshalb geboten, weil jeder Versuch, das Risiko zu quantifizieren, zwangsläufig zu einer erheblichen Einengung des Risikobegriffs und damit in aller Regel zur Abschätzung nur eines bestimmten Teils des Risikos führt, das insgesamt zu betrachten wäre.

Eine sehr bündige Definition findet sich in [1] und lautet: „Das Risiko ist die Möglichkeit, daß irgendeine Tätigkeit dem Menschen auf direkte oder indirekte Weise Schaden zufügt“. Erweitert man auf „Tätigkeit oder Untätigkeit“, so ist damit der Risikobegriff aufgespannt, den man auch den Energiediskussionen zugrunde legen sollte. Denn: Wenn von dem Risiko einer bestimmten Energiegewinnungsart die Rede ist, denkt man heute hauptsächlich an Schäden, die dadurch verursacht werden könnten, setzt aber oft unbewußt voraus, daß die Zurverfügungstellung einer ausreichenden Energiemenge an sich kein Problem darstellt. Hier spielt sicher die Prosperität in den letzten Jahrzehnten eine große Rolle, die trotz einiger Rückgangerscheinungen in jüngerer Zeit nach wie vor das allgemeine Vertrauen in die Wirtschaftskraft der Industrieländer begründet. Im Sinne der obigen Definition kann man allgemein sagen, daß vorzugs-

weise das Risiko des Vorhandenseins einer bestimmten Energieerzeugungsform betrachtet wird, nicht aber das Risiko ihres Nichtvorhandenseins.

Die Durchführung einer umfassenden Risikobeurteilung vollzieht sich in zwei wesentlichen Schritten, der Ermittlung des Risikos und der Einschätzung des Risikos [2]. Die Ermittlung des Risikos umschließt die Identifizierung des Gefahrenpotentials und die Schätzung des möglichen Schadensumfanges mit der zugehörigen Eintrittshäufigkeit. Die Risikoeinschätzung benützt als Maße die Risikoakzeptanz und die Risikoablehnung. Letzterer Begriff ist vor allem von Bedeutung, wenn es um unfreiwillig zu tragende Risiken geht. Hinsichtlich der verschiedenen Zielsetzungen lassen sich nach Rowe vier größere Kategorien bilden:

- Risikovergleiche (Vergleiche mit Kriterien zur Abschätzung des akzeptablen Risikos),
- Kosten – Risikoreduktion (Abschätzen der Kosten einer Risikoreduktion),
- Kosten – Risikoreduktion – Nutzen (Ausbalancieren von Kosten – Risikoreduktion und Kosten – Nutzen),
- Metasysteme (Kombination der genannten Kategorien zur Beurteilung komplexer Zusammenhänge, zum Beispiel im Rahmen volkswirtschaftlicher Überlegungen).

Die in Risikovergleichen verwendeten Kriterien können Risikogrenzwerte, aber auch Risiken anderer Verursacher sein. Hierher gehören Vergleiche sowohl von der Art „Verkehr – Energieerzeuger“ als auch „Energieerzeugung durch Kohle – Energieerzeugung durch Kernenergie“.

In der letzten Zeit ist eine ganze Reihe von vergleichenden Risikobetrachtungen durchgeführt und veröffentlicht worden. Die Versuche, Aussagen zum Risiko durch vergleichende Gegenüberstellungen zu werten, reichen schon Jahre zurück. Man spürt ein solches Verlangen dann, wenn neue Erkenntnisse vermittelt werden sollten, wie etwa Anfang der 70er Jahre, als man erstmals entdeckte, daß auch über den Rauch aus Kohlekraftwerken eine gewisse Menge von Radioaktivität in die Luft gelangt, oder wenn es galt, Vorurteile entgegenzutreten; dabei erinnern wir uns an den Vorwurf der Gesundheitsbelastungen durch Betriebsabgaben aus Kernkraftwerken, die schließlich nach Vorliegen der Meßwerte aus den ersten Betriebsjahren deutscher Kernkraftwerke als bedenkenlos abgeklärt werden konnten. Ölkrisen, Steinkohleförderungsprogramm der Bundesregierung und eine vom Optimismus getragene Welle der Nutzbarmachung regenerativer Energiequellen (Wind, Sonne) rückten schließlich die Frage immer mehr in den Vordergrund, mit welchen Nachteilen für die Umwelt die eine oder die andere Alternative der Energieerzeugung verbunden ist. So entstanden an den verschiedenen Institutionen entsprechende Arbeiten, die den gesellschaftlichen Nutzen, überwiegend aber den Schaden für Umwelt und Gesundheit verschiedener Energiesysteme darzustellen versuchten.

Die GRS hat im Rahmen einer vom Bundesminister des Innern geförderten Literaturstudie das Risiko verschiedener Stromerzeugungsalternativen untersucht [3]. Bei diesen Arbeiten ging es vor allem darum, eine Auswertung hinsichtlich quantitativer Umweltwirkungen durchzuführen, wobei die Kohleverstromung besondere Berücksichtigung fand. Während in der Studie umweltschädigende und eventuell gesundheitsrelevante Wirkungen auch dann aufgezeigt werden, wenn

¹⁾ Dipl.-Ing. Bernd Schütz und Dr.-Ing. Werner Bastl sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der GRS; Dr. Rudolf Stüger, Gesellschaft für neue Technologie in der Elektrizitätswirtschaft, Wien.

die Erkenntnisse noch nicht in einer Risikoabschätzung verwertbar sind (wie Klimaverschiebungen durch Kohlendioxid-Einfluß oder Bodenversauerung aufgrund von überregionalen Schwefeltransporten), wollen wir uns im nachfolgenden auf die Ergebnisse konzentrieren, die zahlenmäßig belegbar sind und die wir als übertragbar auf deutsche Verhältnisse erachten. Das gilt vor allem für die Kernenergienutzung und die Kohleverstromung. Will man regenerative Energiequellen in den Vergleich mit einbeziehen, stellt man sehr rasch Lücken fest; bei Wind- und Sonnenenergie fehlt die Erfahrung, bei Staudämmen stecken systematische Untersuchungen erst in den Anfängen. Aber auch in der Kernenergie sind weiterführende Arbeiten notwendig. Am Ende dieses Beitrags werden daher einige wichtige aktuelle Vorhaben zur Risikoermittlung angesprochen, deren Ergebnisse bestimmt dazu beitragen werden, die Aussagefähigkeit von Risikovergleichen zu verbessern.

Risikovergleiche

Zielsetzung und Methodik von Risikovergleichen

In den Risikovergleichen wird meist das Gesellschaftsrisiko (Kollektivrisiko) ermittelt. Das ist das Produkt aus den Erwartungswerten von Ausmaß und Eintrittshäufigkeit eines Schadens, summiert über alle mögliche Schäden. Im Unterschied zum Gesellschaftsrisiko bezeichnet man die Gefahr einer Schädigung einzelner Personen als Individualrisiko. In Bild 1 ist gezeigt, welche Beurteilungspunkte in die Risikobetrachtungen einzubeziehen sind. Wie ersichtlich, sind hierbei auch Versorgung und Entsorgung sowie die Herstellung der Anlagen zu berücksichtigen.

Um die Kette von Tätigkeiten und Ereignissen, die im Zusammenhang mit der Erzeugung elektrischer Energie stehen, hinsichtlich ihres Risikos zu bewerten, wird eine Reihe von Einzelinformationen herangezogen, die entweder der Statistik entnommen sind oder als Ergebnisse von analytischen Untersuchungen der Auswirkungen des Kraftwerksbetriebes insgesamt zur Verfügung stehen; das sind im einzelnen:

1. Statistisches Material in Form der
 - Berufs-, Unfall- und Krankheitsstatistik aus dem gesamten industriellen Bereich,
 - Verkehrsunfallstatistiken des Transportwesens,
 - Aufzeichnungen über Luftschadstoffwirkungen in Ballungszentren und darüber hinaus
 - Zuverlässigkeitsdaten für Komponenten und Systeme, die ihrerseits als Eingangsgrößen für technische Systemanalysen verwendet werden.
2. Ergebnisse der technischen Systemanalysen für Betrieb und Störfall zur Beschreibung von
 - Auswirkungen des bestimmungsgemäßen Betriebs von Kraftwerken,
 - Häufigkeit und Auswirkung von Störfällen.

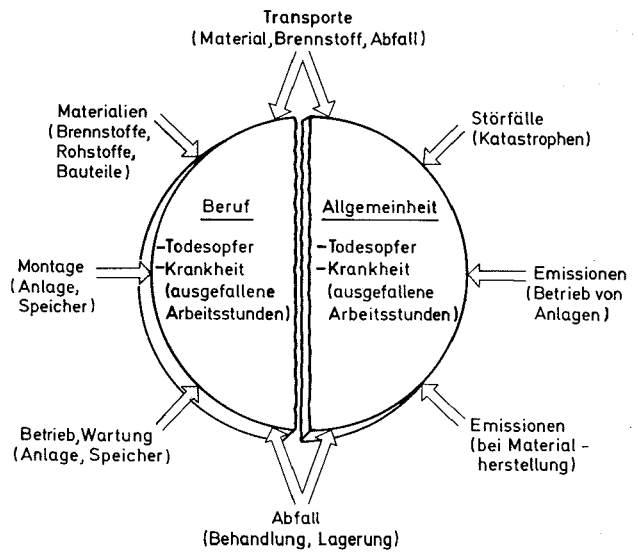


Bild 1: Risikobereiche bei Gesamtrisikooanalysen

Es gibt verschiedene Vergleichsmöglichkeiten von Risiken durch energieerzeugende Systeme. Interessiert die Abschätzung des Gesellschaftsrisikos, das mit der Erzeugung einer bestimmten Jahresmenge elektrischer Energie verbunden ist, so hat sich eingebürgert, die Risikobeiträge anlagenspezifisch und tätigkeitsorientiert zu ordnen und auf eine Modelleinheit mit einer elektrischen Leistung von 1000 MW zu normieren. Für eine bestimmte Art von Tätigkeit, wie beispielsweise die Brennstoffgewinnung, läßt sich mit den aus der Statistik bekannten Unfall- und Arbeitsausfallzahlen, der Brennstoffmenge, dem Energieinhalt des Brennstoffs und der jährlich erzeugten Energiemenge auf einen Anteil des Berufsrisikos leicht schließen (Tafel 1). Wesentliche Ergänzung dieser statistischen Überlegungen gewinnen wir durch Systemanalysen und Modellrechnungen, aus denen auch jene Zusammenhänge und Wirkungen sichtbar werden, die sich einer rein statistischen oder deterministischen Erfassung entziehen. Mit den Risikoaussagen für alle Aktivitäten im Rahmen eines Energieerzeugungssystems, von der Rohstoffgewinnung und -verarbeitung über den Betrieb der Energieerzeugungsanlage bis zur Abfallbeseitigung kann das gesamte Gesellschaftsrisiko ermittelt werden. Die wichtigsten Risikobeiträge sind in Bild 2 dargestellt.

Aussagen von Risikovergleichen

Wie zuverlässig sind die Zahlenwerte zur Beschreibung des Gesellschaftsrisikos? Die möglichen Antworten darauf sind:

1. So zuverlässig wie die Statistik zu dem betreffenden Sachverhalt

Tafel 1: Vergleichszahlen von Unfallrisiken bei der Förderung verschiedener Energieträger

	Unfälle/Jahr		Verletzungen/ 10 ⁶ Mann · h	Krankheitstage/ 10 ⁶ Mann · h	Krankheitstage/ 10 ⁶ MWh, 1969
	tödlich	nicht tödlich			
Kohle-gewinnung	246	10,251	43,5	8441	157
Uran-gewinnung	8	272	39,8	8702	
Uran-aufbereitung	1/5	59	17,0	1091	
Ölbohrung und -förderung	1104 ¹⁾		10,2	1176	135
Öllagerung	1060 ¹⁾		5,5	793	

¹⁾ enthält tödliche und nicht tödliche Unfälle

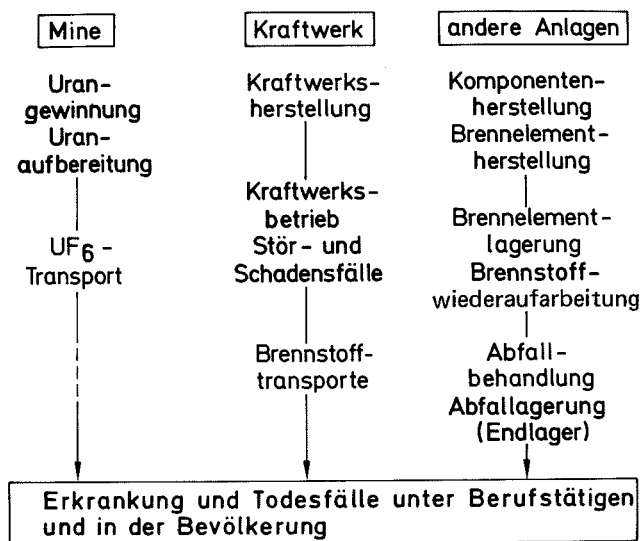


Bild 2: Zur Methodik der Ermittlung gesellschaftlicher Risiken der Stromerzeugung aus Kernenergie

Das Berufsrisiko ist ein Teil des Gesellschaftsrisikos und hier gibt es zum Teil Jahrzehnte zurückreichende umfangreiche Unfallstatistiken. Damit läßt sich mehr als die Hälfte des gesellschaftlichen Risikos von Kernenergie belegen (Tafel 2). So kann in Kenntnis der jährlichen Fördermenge im Uranbergbau und der möglichen Energieausbeute aus diesem Rohstoff der direkte Bezug zwischen jährlichen Unfallopfern und erzeugter Energiemenge leicht hergestellt werden. Entsprechendes gilt für den Kohlebergbau. Statistiken über Todesfallraten im Kohlebergbau führen viele Länder durch und werden auch von der internationalen Arbeitsorganisation in Genf (ILO) registriert. So kann man aus der für einen Zehnjahreszeitraum (1965 bis 1974) geführten Statistik beispielsweise eine Streuung der auf die Arbeitsleistung bezogenen Todesfallraten von etwa dem Faktor 10 und die abnehmende Tendenz tödlicher Unfälle im Kohlebergbau erkennen.

Schwieriger ist es, Auswirkungen von Berufskrankheiten einzubeziehen, da es keine allgemeingültigen Bewertungskriterien für ein frühzeitiges Ausscheiden aus dem Erwerbsleben gibt. Aus den Unterlagen von Sozialversicherungs-

trägern sind aber Statistiken bekannt, die über die geringe Lebenserwartung von Kohlebergarbeitern Aufschluß geben.

2. So zuverlässig wie die statistisch erfaßten Grundlagen und darauf aufbauende Untersuchungen

Die Aufzeichnungen über radioaktive Abgaben von Kernenergieanlagen gemeinsam mit der in der ICRP-Empfehlung 26 [7] beruhenden Annahme von Dosis-Wirkungs-Zusammenhängen stellen eine gute Basis aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb von Kernkraftwerken dar. Der Teilaspekt des Risikos durch schwere Störfälle wurde in WASH-1400 [5] und der deutschen Risikostudie [6] eingehend analysiert.

3. So zuverlässig wie die große Zahl und die mannigfachen chemischen Verbindungen wirksamer Luftschadstoffe verursachergerecht identifiziert, das heißt den Kraftwerksemissionen zugeschrieben werden können

Die Schwierigkeiten der Identifikation emittierter Stoffe am jeweiligen Immissionsort und der Zuordnung zu bestimmten Schadstoffquellen sowie die Feststellung der tatsächlich gesundheitswirksamen Stoffe trüben die Erwartungen in die Aussagefähigkeit von Risikozahlen für fossile Kraftwerke. Dazu kommt, daß sich die Schadstoffspektren für die verschiedensten Kohle- und Ölkraftwerkstypen und je nach verwendetem Brennstoff unterscheiden. Für die Risikoabschätzungen werden deshalb im allgemeinen nicht bestimmte Kraftwerke ausgewählt, sondern es wird ein Modell-Kraftwerk angenommen. Die Emissionsbegrenzungen, über die das Modell-Kraftwerk, welches wir unserer Betrachtung zugrunde gelegt haben, verfügt, reichen weit über den Stand derzeit realisierter Anlagentechnik hinaus.

4. So zuverlässig, wie uns die Dosis-Wirkungs-Zusammenhänge zwischen Luftschadstoffen und Gesundheit quantitativ bekannt sind

Zur Ermittlung dieser Zusammenhänge ist man auf die Untersuchung meßbarer Effekte angewiesen. Dazu werden in Experimenten Versuchsorganismen verwendet, die vergleichsweise hohen Belastungen ausgesetzt werden, um eine Wirkung nachweisen zu können. Diese Experimente sowie epidemiologische Untersuchungen extremer Belastungsperioden ermöglichen die Herleitung allgemeiner Dosis-Wirkungs-Beziehungen für atmosphärische Schadstoffe. Bei der Bewertung der Wirkung geringer Schadstoffkonzentrationen ist eine Extrapolation in den Bereich niedriger Dosen erforderlich, wobei es in der Frage existierender Schwellenwerte stark widersprüchliche Auffassungen gibt.

	Beschäftigte		Bevölkerung		Gesamt
	Unfälle	Krankheit	Unfälle	Krankheit	
Urangewinnung	0,47	0,01–0,04		0,01–0,08	
Uran-aufbereitung	0,01	0,01–0,04		0–0,02	
Kraftwerks-betrieb	0,02	0,07–0,25	0	0,01	
Störfälle			0,0001	0,06–0,4 ¹⁾	
Brennelement-lagerung		0		0	
Transport	0,01	0	0,01	0	
Wieder-aufbereitung		0–0,25		0,05–0,17	
Abfall-behandlung		0		0,001	
Gesamt	0,51	0,1–0,58	0,01	0,09–0,7	0,7–1,8

Tafel 2:

Zusätzliche Sterblichkeit pro Gigawatt und Jahr bei Stromerzeugung aus Kernenergie

¹⁾ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke

Kernenergienutzung

In der für Risikobetrachtungen geläufigen Darstellungsweise sind die auf eine Energieerzeugungseinheit bezogenen zusätzlichen Sterbefälle für den Leichtwasserreaktor-Brennstoffkreislauf ausgewiesen (Tafel 2). Die Werte sind überwiegend den aus den USA stammenden Studien entnommen worden [7,8]. Die angezeigte Bandbreite ergibt sich aus den unterschiedlichen Zahlenwerten, die von den verschiedenen Autoren angegeben werden.

Für Beschäftigte stellt die tödliche Unfallverletzung im Bergwerk das wesentlichste Risiko dar. Der Zahlenwert von 0,47 Todesfällen pro Gigawatt und Jahr (GW-a) ist statistisch gut belegt. Von einigen Autoren werden Schätzwerte tödlicher Erkrankungen im Kernkraftwerksbetrieb und im Betrieb einer Wiederaufbereitungsanlage in gleicher Größenordnung angegeben. Die Risikozahlen wurden aus den ermittelten Kollektivdosen (in man-Sv) durch Multiplikation mit dem Risikofaktor nach ICRP 26 [4] von 12,5 Todesfällen pro 1000 man-Sv berechnet. Alle anderen Beiträge zum Berufsrisiko, wie etwa aus der Uranaufbereitung, der Brennelementhandhabung und der Abfallbehandlung, treten dem Betrage nach um ein bis zwei Größenordnungen zurück.

Der relativ größte Beitrag zum Gesellschaftsrisiko ist aus dem Störfallrisiko der Kernkraftwerksanlage zu erwarten. Aus den Ergebnissen von WASH-1400 [5] läßt sich ein Erwartungswert von 0,06 unfallbedingten späten Todesfällen pro Gigawatt und Jahr ermitteln. Den in Tafel 2 angegebenen oberen Wert von 0,4 erhält man aus den Ergebnissen der deutschen Risikostudie [6]. Der Unterschied der Erwartungswerte erklärt sich aus der in der deutschen Risikostudie verwendeten linearen Dosis-Wirkungs-Beziehung und der höheren Bevölkerungsdichte in Mitteleuropa im Vergleich zu den USA. Die Gefährdung der Bevölkerung durch den bestimmungsgemäßen Kernkraftwerksbetrieb liegt hingegen nach US-Untersuchungen nur bei 0,01 Todesfällen pro Gigawatt und Jahr, und ebenfalls im gleichen Ausmaß ist die verkehrsbedingte Unfallgefährdung der Bevölkerung durch die verschiedensten Transporte von Brennstoff und Abfall einzuschätzen.

Nicht signifikant sind nach amerikanischen Berichten Risiken, die sich aus der Behandlung von radioaktivem Abfall ergeben; dies gilt sowohl für Beschäftigte wie auch für die in der Nähe von Abfall-Lagerstätten lebende Bevölkerung. Ein zahlenmäßiger Beleg durch entsprechende analytische Untersuchungen steht allerdings noch aus. Im Rahmen des „Projektes Sicherheitsstudien Entsorgung“ (PSE) [9] werden für die oberirdischen technischen Anlagen in gewohnter Weise Systemanalysen durchgeführt, die unterirdischen Anlagen unter Berücksichtigung neuartiger Fragestellungen, so zum Beispiel nach dem Verhalten geologischer Barrieren, untersucht.

Für das Gesellschaftsrisiko der Kernenergie werden in der Literatur folgende Risikogesamtwerte ausgewiesen: Comar und Sagan 0,1 bis 1,0 [10], Hamilton 1974 [11] 1 bis 2 und 1977 [12] 0,9 bis 2,2 Todesfälle pro GW-a; im Ford-Mittele-Bericht [13] wird das Risiko von Spätschäden mit 0,5 Todesfällen pro GW-a beziffert, die National Academy of Science nennt in ihrem 1979-Bericht [14] für die USA 0,6 zusätzliche Todesfälle pro GW-a. Untersuchungen der IAEA [15] geben einen Wertebereich von 0,19 bis 0,24 und eine französische Studie [16] 0,30 Todesfälle pro Gigawatt und Jahr an. Die Zahlenwerte liegen alle sehr nahe dem Bereich, der als übertragbar auf deutsche Verhältnisse erachtet wurde (Tafel 2).

Kohleverstromung

Eine Risikoabschätzung für Stromerzeugung aus Kohle ist in Tafel 3 dargestellt. Alle Risikozahlen beziehen sich wie in der vorhergehenden Tafel auf die Stromerzeugung von 1 GWA aus einer Modelleinheit mit 1000 MW elektrischer Leistung.

Der Anteil des Beschäftigtenrisikos am Gesellschaftsrisiko liegt im Kohlebergbau bemerkenswert hoch, höher als beim Uranbergbau. Dabei ist zu erwähnen, daß infolge des höheren Anteils des Tagebaus in den USA die Risikozahlen weit günstiger liegen als in den meisten anderen Ländern. (In den hier ausgewerteten Untersuchungen wurde davon ausgegangen, daß 52 % der Fördermengen aus dem Tagebau stammen; der derzeitige Anteil liegt bei 62 %). Hinsichtlich der schweren Erkrankungsfälle werden die in der modernen Arbeitsgesetzgebung verankerten sozialen Errungenschaften (kürzere Arbeitszeit) ein Absinken der derzeitigen Fälle bringen. Andererseits zeigen Statistiken, daß die Wiederaufnahme oder der verstärkte Ausbau der Kohleförderung durch Einschaltung neuer Arbeitskräfte auch zum weiteren Abtäufen von Gruben eine Erhöhung der Unfallzahlen mit sich bringen wird. Ähnliches wird für die Urannutzung in Leichtwasserreaktoren berichtet: Mit zunehmender Ausbeutung der derzeit wirtschaftlichen Lagerstätten mit 2000 ppm Urangelgehalt werden der Arbeitsaufwand und damit auch die Risiken des Bergbaus auch hier ansteigen [17]. Für die Grubenarbeiter als Gruppe ist deshalb mit einer Erhöhung der Sterbe- und Krankheitsfälle zu rechnen.

Ähnliches gilt übrigens auch für das Uran. Nach Ergebnissen einer Studie des Battelle-Instituts Frankfurt liegt das Unfallrisiko im schwierigeren deutschen Steinkohlebergbau, bezogen auf die Nutzenergie, etwa zweimal höher als im amerikanischen Untertage-Abbau.

Der Kohletransport ist in den USA ausgesprochen risikoträchtig. Jeder zehnte Zug verkehrt als Kohlezug, er fährt durchschnittlich 500 km weit. Man rechnet mit 1,3 Toten pro Jahr und 1000 MW elektrischer Leistung. Diese

Tafel 3:
Zusätzliche Sterblichkeit pro Gigawatt und Jahr bei
Stromerzeugung aus Kohle

	Beschäftigte		Bevölkerung		Gesamt
	Unfälle	Krankheit	Unfälle	Krankheit	
Mine	0,9	0,03–0,6			
Aufbereitung	0,08				
Kraftwerksbetrieb	0,03–0,5			0–4,6 ¹⁾	
Kohlelager					
Transport			0,5–2,0		
Abfallverbringung					
Gesamt	1,0–1,5	0,03–0,6	0,5–2,0	0–4,6	1,5–8,7

¹⁾ bei drei Millionen Menschen im Umkreis von 80 km

Personenschäden pro GW · a

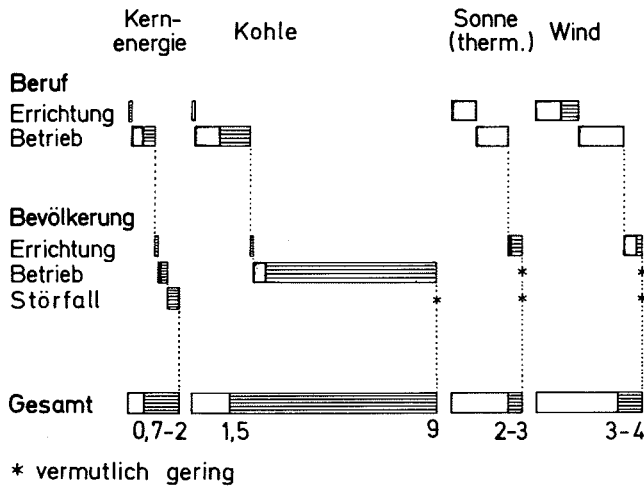


Bild 3: Zusätzliche Sterblichkeit durch Stromerzeugung

Zahl liegt weit höher als die Unfalltoten in der Mine, wenn man Bergwerkskatastrophen nicht berücksichtigt. Übrigens weist die bereits genannte Untersuchung des Battelle-Instituts ähnlich große Zahlen für den Kohletransport in der Bundesrepublik Deutschland aus, hier allerdings Unfälle von Transportarbeitern, ein erheblicher Teil beim Schiffs-transport.

Bezüglich der Auswirkungen der Schadstoffemissionen beim Kraftwerksbetrieb auf die Gesundheit der Bevölkerung sind die Unsicherheiten zweifellos am größten; der Streubereich der in der Literatur ausgewiesenen Werte reicht über mehrere Größenordnungen und wesentlich über die Werte für die Kernenergie hinaus. Bei genauer Überprüfung dieser Risikoangaben lassen sich neben Unterschieden bei den Standortvoraussetzungen vor allem zwei Gründe für den großen Wertebereich finden:

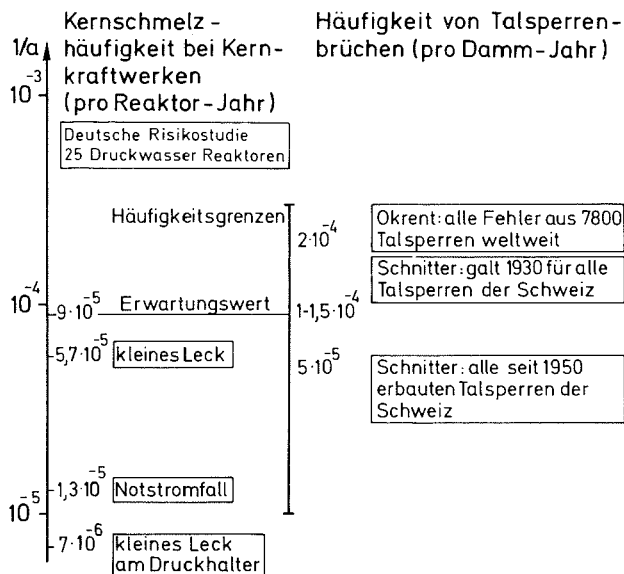


Bild 4: Häufigkeit nicht beherrschter Störfälle

- unterschiedliche Grundannahmen über die Umweltschutzvoraussetzungen, die etwa einen Faktor 30 bewirken, und
- Unsicherheiten bei der Abschätzung der Dosis-Wirkungs-Zusammenhänge.

In der aufgeführten Tafel wurden nur Unsicherheiten der zweiten Art erfaßt.

Im Brookhaven National Laboratory versucht man, diese Unsicherheiten dadurch einzugrenzen, daß man aus allen derzeit verfügbaren epidemiologischen Daten Dosis-Wirkungs-Beziehungen „synthetisiert“. Doch auch dann bleibt der Wertebereich noch groß wie die Ergebnisse von 0 bis 4,6 Todesfällen pro GW-a zeigen. Der Berechnung dieser Werte lag eine Besiedlungsdichte von 150 Einwohnern pro km^2 zugrunde. Die Risikowerte wurden für die Bevölkerung von drei Millionen Menschen im Umkreis von 80 km um das Modell-Kraftwerk von 1000 MW Leistung berechnet. Dabei wurde davon ausgegangen, daß dieses Modell-Kraftwerk die sogenannten „New Source Performance Standards“ [18] erfüllt. Diese Standards schreiben eine maximale Emission von 50 kg Schwefeldioxid pro TJ vor; das entspricht einer 90%igen Rauchgasentschwefelung bei 0,8 % Schwefelgehalt der eingesetzten Kohle. Der Entstaubungsgrad beträgt 99 %.

Eine qualitative Einschätzung der Gültigkeit der Risikozahlen erscheint wegen der großen Unsicherheiten derzeit nicht möglich. Es sollte jedoch darauf hingewiesen werden, daß die Annahme einer linearen Dosis-Wirkungs-Beziehung ohne Schwellwert, wie sie bei den meisten der Untersuchungen zum Ansatz kommt, dem Vorgehen bei der Abschätzung der Wirkung kleiner Dosen radioaktiver Strahlung entspricht.

Die Streubreiten der Literaturwerte reichen über mehrere Größenordnungen, worüber Comar und Sagan bereits im Jahr 1976 [10] sowie Cohen und Pritchard im Jahr 1980 [19] ausführlich berichteten. Sie werden durch Zugrundelegung der Modellanlage jedoch erheblich eingegrenzt (Hamilton 1979 [20], Gotchy 1978 [21]). Wir haben in Tafel 3 die Berechnungen von Hamilton im Brookhaven National Laboratory zugrunde gelegt.

Andere Energiegewinnungsarten

Windkraft und Sonnenenergie

Für die Untersuchung von Systemen zur Windkraft- und Sonnenenergie-Nutzung dürfen die Risikobeiträge aus Anlagenerrichtung und Materialbeschaffung nicht außer acht gelassen werden. Dies hängt mit dem großen Materialeinsatz zusammen, der für eine relativ bescheidene Energieausbeute aufgewendet werden muß. Für Kohle und Kernenergie sind die entsprechenden Beiträge relativ unbedeutend, wie die Gegenüberstellung in Bild 3 zeigt. Die dort ausgewiesenen Zahlenwerte entstammen unter anderem einer Arbeit von Inhaber [22], wurden von den Verfassern unter anderem aber insoweit korrigiert, als eine Hinzurechnung von Risikobeträgen für Stützsysteme nicht gerechtfertigt erscheint.

Die aufgeführten Werte für Windkraft- und Sonnenenergienutzung sind allerdings weit vorsichtiger einzuschätzen als die Angaben für Kernenergie und Kohle, weil bisher nur wenige Anlagen errichtet wurden. Dadurch sind über die zu erwartende Energieausbeute keine verlässlichen Angaben möglich.

Wasserkraft

Im Zusammenhang mit der Nutzung von Wasserkraft ist die Sicherheit der Talsperren maßgebend. Das Risiko im Sinne der bisher verwendeten Definition repräsentativ anzugeben, ist aus den statistisch ermittelten Häufigkeiten von Talsperrenbrüchen und dem jeweils beschriebenen Schadensausmaß nicht möglich, da die bestimmenden Einflüsse zu unterschiedlich waren.

Für die Angabe repräsentativer Risikowerte fehlen bislang objektbezogene Beurteilungen zu den Schadensfolgen. Bezüglich der Eintrittshäufigkeit scheint ein Dammbruch mit einem Kernschmelzunfall vergleichbar, denn beides sind Ereignisse mit geringer Häufigkeit und großem Schadenspotential. Wir haben deshalb im Bild 4 die statistische Häufigkeit von Talsperrenbrüchen [3] den verschiedenen möglichen Ursachen eines Kernschmelzunfalles bei Kernkraftwerken [6] gegenübergestellt. Inzwischen hat man damit begonnen, die Prognose der Häufigkeit von Talsperrenbrüchen mit probabilistischen Methoden abzusichern. Die Zuverlässigkeitszahlen, die sich bei den in den letzten Jahren verbesserten Planungsvoraussetzungen für unsere mitteleuropäischen Verhältnisse ergeben werden, sind sehr wahrscheinlich günstiger als die statistisch ermittelten Häufigkeiten, die in der Abbildung zusammengestellt sind. Bild 4 macht aber recht deutlich, in welchem Bereich der „Seltenheit“ sich kerntechnische Schadensfälle bewegen.

Wichtige aktuelle Vorhaben zur Risikoermittlung

Bei allen Unwägbarkeiten in der Beurteilung von Risiken haben die dafür entwickelten Methoden bereits an vielen Stellen praktische Bedeutung erlangt. Aus diesem Grunde ist auf dem Gebiete der Energiegewinnung eine ganze Reihe von weiterführenden Arbeiten in Angriff genommen worden. Darunter seien genannt:

- das IREP/NREP-Programm in den USA,
- die Phase B der deutschen Risikostudie und die risikoorientierte Analyse für den SNR-300,
- die Folgeabschätzung und Bewertung von Strategien eines verstärkten Kohleinsatzes in der Bundesrepublik Deutschland,
- das COMPASS-Projekt der OECD,
- die risikoanalytischen Untersuchungen von Staudämmen.

Das IREP/NREP-Programm

Die Untersuchungen, die in den USA als Folge der Störfälle im Kernkraftwerk TMI-2 und in anderen Anlagen begonnen wurden, haben eine risikoorientierte Sicherheitsbeurteilung aller Kernkraftwerke zum Ziel. Als erster Schritt wurde von der NRC mit dem „Interim Reliability Evaluation Program“ (IREP) [23] begonnen, dessen erste und zweite Phase Ende 1981 abgeschlossen werden soll. Ziel dieses Programms ist die detaillierte Untersuchung und Bewertung der Anlagentechnik von fünf ausgewählten Kernkraftwerken. Dabei soll der IREP-Guide entwickelt werden, in dem eine genaue Beschreibung der einzelnen Arbeitsschritte zur Zuverlässigkeitsbewertung der Anlage erfolgt. Anlagendynamische Untersuchungen (thermohydraulische Analysen, Kernschmelzuntersuchungen und die Folgen von Kernschmelzen für den Sicherheitsbehälter) sowie Unfallfolgerechnungen werden hingegen nicht durchgeführt. Der Endpunkt der IREP-Untersuchungen ist die Klassifizierung der Kernschmelzabläufe nach Häufigkeit sowie nach Funktionsfähigkeit der aktiven Systeme des Sicherheitsbehälters (Sicherheitsbehälterabschluss, Containment-Sprühsystem usw.). Diese Klassifizierung erlaubt eine näherungsweise Einteilung der Ereignisabläufe in Freisetzungskategorien wie in WASH-1400 [5], ohne jedoch diese Kategorien. Ein Handbuch zur Benutzung und Zuweisung der Ereignisabläufe zu den einzelnen Freisetzungskategorien ist vorgesehen.

Außerdem wird gegenwärtig ein „Probabilistic Risk Assessment“ (PRA)-Guide [24] erstellt, in dem die Methoden zusammengestellt werden, die für einzelne Schritte einer probabilistischen Risikoabschätzung von Kernkraftwerken angewendet werden können. Die Erarbeitung dieses PRA-Guides geschieht parallel zu PRA-Studien, die gemeinsam von den Kraftwerksbetreibern, EPRI und Herstellern durchgeführt

werden. Die ersten PRA-Studien werden für Anlagen mit überdurchschnittlicher Bevölkerungsdichte ausgeführt. Sie umfassen auch Unfallfolgenuntersuchungen und bei manchen Kernkraftwerken nicht nur die anlagenintern ausgelösten Störfälle, sondern auch Einwirkungen von außen.

Außer den IREP-Studien und den einen Faktor 5 bis 10 mehr Mannstunden erfordernden PRA-Studien werden für einige wenige Anlagen (Zion, Indian Point), die sich in Gebieten besonders hoher Bevölkerungsdichte befinden, sogenannte „Short Term“-Studien durchgeführt, in denen nur die Konstruktionsunterschiede zu der DWR-Referenzanlage von WASH-1400 herausgearbeitet und bewertet werden sollen.

Das „National Reliability Evaluation Program“ (NREP) soll als Fortsetzung des PRA-Programms 1983 beginnen und hat als Ziel eine probabilistische Bewertung aller in Betrieb und in Errichtung befindlichen amerikanischen Anlagen [24]. Es ist geplant, diese risikoorientierten Bewertungsmethoden in das Genehmigungsverfahren einzubinden.

Die Phase B der deutschen Risikostudie und die risikoorientierte Analyse für den SNR-300

Die umfangreichste probabilistische Analyse von Kernkraftwerken, die bisher in der Bundesrepublik erfolgte, ist die deutsche Risikostudie [6]. Diese Studie wurde am Beispiel eines in Betrieb befindlichen Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor durchgeführt und stellt eine Gesamtanalyse dar, beginnend mit den anlagenintern ausgelösten Störfällen und den Einwirkungen von außen bis zu den Unfallfolgerechnungen und der Risikoermittlung.

Aus der ersten Phase dieser Studie, der Phase A, resultierten u.a. eine Reihe von Systemverbesserungen. In der Phase B sollen die Analysen zu verschiedenen in der Phase A als wichtig erkannten Punkte weitergeführt werden. Solche Analysen sind:

- Untersuchung des Beitrages weiterer auslösender Ereignisse zur Kernschmelzhäufigkeit,
- verbesserte Bewertung der Freisetzungshäufigkeiten,
- genauere Kernschmelzuntersuchungen unter Einbeziehung von kleinen Lecks und Transienten,
- Verbesserung des Unfallfolgenmodells.

Durch diese Arbeiten sollen sowohl die physikalische Beschreibung der denkbaren Unfallabläufe als auch die probabilistischen Aussagen verbessert werden.

Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ hat in ihrem 1980 vorgelegten Gutachten die Durchführung einer risikoorientierten Analyse für den schnellen Brüter SNR-300 vorgeschlagen [25]. Die Enquete-Kommission ist der Ansicht, daß das Risiko des SNR-300 nicht höher sein darf als das Risiko durch den Betrieb eines Leichtwasserreaktors moderner Bauart. Sie empfiehlt daher eine risikoorientierte Analyse durchzuführen, die als Entscheidungsgrundlage für eine politisch-parlamentarische Beurteilung über die Verantwortbarkeit einer Inbetriebnahme des schnellen Brüters mit herangezogen werden kann. Dabei soll ein Häufigkeitsspektrum für Spaltproduktfreisetzungen aus der Anlage entwickelt werden, das für eine vergleichende Sicherheitsbetrachtung mit den Leichtwasserreaktoren verwendet wird. Explizite Angaben für Unfallfolgen sollen nur dann ermittelt werden, wenn ein Risikovergleich auf der Grundlage der Freisetzungskategorien keine eindeutige Bewertung zuläßt.

Folgeabschätzung und Bewertung von Strategien eines verstärkten Kohleinsatzes in der Bundesrepublik Deutschland

Die Studie [26] wurde als Technologie-Folgeabschätzung (Technology Assessment) konzipiert, befaßt sich nur teilweise mit risikorelevanten Untersuchungen. Die in einem solchen Zusammenhang wichtige Beurteilung von Umweltfolgen und risikoorientierten Aspekten eines verstärkten Kohleinsatzes ergänzt technisch-ökonomische und gesellschaftliche Bewertungsgesichtspunkte zu einer Beurteilung der energiepolitischen Zweckmäßigkeit einer verstärkten Kohleförderung. Die Studie ist damit als Vertiefung der thematisch ähnlichen Untersuchungen des Battelle-Instituts im Rahmen eines Projektes des Bundesministers des Innern zu sehen [27].

Das Endziel dieses Vorhabens ist die Ausarbeitung von Empfehlungen für eine „optimale“ Kohle-Einsatzstrategie. Die Ausarbeitung des zur Beurteilung der Strategie notwendigen Kriterienkatalogs ist selbst Aufgabe der Untersuchung.

Die GRS wird sich im Rahmen der Untersuchung der Umweltauswirkungen besonders mit Risiken durch Störfälle und Schadensfälle befassen. Als Grundlage für diese Untersuchung werden zunächst die Anlagen und Prozeßschritte im gesamten Brennstofffluß erfaßt und bezüglich ihrer Umweltcharakteristik beschrieben. Daran anschließend ist eine systematische Untersuchung von Störfallmöglichkeiten vorgesehen.

Zu Teilbereichen der Untersuchung kann auf vorliegende Ergebnisse aus anderen Vorhaben, zum Beispiel im Auftrag des Umwelt-Bundesamtes, zurückgegriffen werden. So sind die Umweltwirkungen von neuen Verfahren zur Kohlevergasung und -verflüssigung kürzlich im Auftrag dieses Amtes untersucht worden [28].

Das COMPASS-Projekt

Das OECD-Projekt „Comparative Assessment of the Environmental Implications of Various Energy Systems“ (COMPASS) wurde auf Beschluß der Umweltminister (1979) in die Wege geleitet [29]. Es sollen die Umweltbelastungen verschiedener Energieformen geprüft werden, um eine möglichst objektive Diskussionsbasis für Entscheidungen im Energiesektor zu schaffen. Als Energiequellen werden Kohle, Öl, Gas, Kernenergie, Solarenergie und Biomasse behandelt. In einer ersten Studie sollen die Arten des Endverbrauchs

- Raumheizung und -kühlung,
- erdgebundener Transport und
- Elektrizität

und die zugehörigen Emissionen, deren Ausbreitungspfade, deren Immissionen sowie deren Einflüsse auf Gesundheit und das Ökosystem untersucht werden. Ein Schwerpunkt der Arbeiten wird neben der Bereitstellung der verfügbaren Daten in einem Vergleich der Bewertungsmethoden liegen. Ein Bericht darüber soll im Laufe des Jahres 1982 fertiggestellt werden.

Risikoanalytische Untersuchung von Staudämmen

Angeregt durch die in immer stärkerem Maße eingesetzte probabilistische Betrachtungsweise zur Sicherheitsbeurteilung, wird auch für den Bau und den Betrieb von Staudämmen eine risikoorientierte Vorgangsweise erörtert. Der Bundesminister für Forschung und Technologie erwägt, eine solche Entwicklung zu fördern [30]. Er hat zu diesem Zweck einen Ad-hoc-Ausschuß „Sicherheitsanalysen für Staudämme“ gegründet. Arbeiten auf dem Gebiet der probabilistischen Strukturmechanik, der Zuverlässigkeitsbeurteilung, der Betriebs- und Überwachungsmaßnahmen, vor allem im Hin-

blick auf den Hochwasserschutz sowie risikoorientierte Schadensanalysen eines möglichen Staudammbruchs, scheint man hierbei eine besondere Bedeutung beizumessen.

Zusammenfassung

Mit Hilfe der hier diskutierten Abschätzungen wird das Risiko verschiedener Energiegewinnungsarten ermittelt, der gesellschaftliche Nutzen bleibt außer Betracht. Einen großen Anteil am gesellschaftlichen Risiko machen bei allen Energiegewinnungsarten Tätigkeiten außerhalb der Stromerzeugungsanlagen aus, wie die Rohstoffgewinnung, der Transport und die Errichtung der Anlagen. Diese Werte sind statistisch gut abgesichert.

Für den Betrieb von Kohlekraftwerken ist die Beurteilung der Schadstoffemission maßgebend, die sich jedoch sehr schwierig gestaltet, weil die Schadstoff-Wirkungs-Beziehungen nicht ausreichend abgesichert sind. Durch umfangreiche Sicherheitsmaßnahmen sind Störfälle mit großen Auswirkungen in Kernkraftwerken sehr unwahrscheinlich. Sie sind bisher nicht aufgetreten. Das damit verbundene Risiko kann daher nur mit Hilfe von Voraussagen aufgrund von Modellrechnungen abgeschätzt werden und birgt dementsprechend viele Unsicherheiten in sich.

Will man regenerative Energiequellen in den Vergleich miteinbeziehen, stellt man gravierende Lücken fest. Bei Wind- und Sonnenenergie liegt noch wenig Erfahrung vor, bei Staudämmen stecken systematische Risikountersuchungen erst in den Anfängen. Es läßt sich jedoch feststellen, daß die mit der Rohstoffbeschaffung und -verarbeitung sowie mit der Errichtung von Anlagen zur Energiegewinnung aus Sonne und Windkraft verbundenen Risiken den dominierenden Anteil ausmachen. Für Talsperren fehlen bisher systematische Arbeiten über die Schadensfolgen eines Dammbrechens. Da es sich hier um ein sehr seltenes Ereignis mit großem Schadenspotential handelt, ist es in seiner Art mit dem Kernschmelzunfall vergleichbar. Eine Gegenüberstellung zeigt, daß die Eintrittshäufigkeit der beiden Ereignisse nach heutigem Kenntnisstand in der gleichen Größenordnung liegt.

Risikoabschätzungen verschiedener Energiegewinnungsarten können mit analogen Methoden durchgeführt und daher für Vergleiche verwendet werden. Ein großes Problem stellt die richtige Wichtung von Risiken aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb und von Risiken aus größeren Störfällen dar. Aus diesem Grunde haben praktische Bedeutung vornehmlich Risikountersuchungen ein und derselben Energieerzeugungsart erlangt. Mit ihrer Hilfe können Schwachstellen aufgedeckt und eine Risikominderung erreicht werden. In diesem Zusammenhang ist auf die weiterführenden Arbeiten in den USA und in der Bundesrepublik Deutschland hinzuweisen.

Schrifttum

- [1] Compes, P.C.: Risiken komplizierter Systeme, ihre komplexe Beurteilung und Behandlung. GfS-Sommersymposium '79, Wuppertal, 10.–13. Juni 1979.
- [2] Rowe, W.D.: An Anatomy of Risk. John Wiley & Sons, New York, 1977.
- [3] Stüger, R., und B. Schütz: Risiko verschiedener Stromerzeugungsalternativen, insbesondere der Kohleverstromung. GRS-38 (in Druck).
- [4] International Commission on Radiological Protection: Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission, Heft 26. Verlag G. Fischer, Stuttgart, 1978.
- [5] United States Nuclear Regulatory Commission: Reactor Safety Study – An Assessment of Accident Risk in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975.
- [6] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Hauptband – Hrsg. BMFT, Bonn, 1979; Verlag TÜV Rheinland, Köln.

- [7] United States Nuclear Regulatory Commission: Generic Environmental Statement on the Use of Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors, USNRC, 1974.
- [8] United States Nuclear Regulatory Commission: Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors. NUREG-002, August 1976.
- [9] Hahn-Meitner-Institut: Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung (PSE) – Zwischenbericht. HMI, Berlin, Dez. 1979.
- [10] Comar, L.C., and L.A. Sagan: Health Effects of Energy Production and Conversion. Annual Review of Energy, I (1976).
- [11] Hamilton, L.D.: The Health and Environmental Effects of Electricity Generation. BEAG-HE/EE 12/74, BNL Rep.-No. 20582 (1974).
- [12] Hamilton, L.D., and A.S. Manne: Health and Economic Costs of Alternative Energy Sources. IAEA Bull. 20 4 (1977).
- [13] Keeny jr., S.M., et al.: Nuclear Power Issues and Choices (FORD-MITRE-BERICHT). Ballinger Publishing Company, New York, 1977.
- [14] National Academy of Sciences: Risk Associated with Nuclear Power. Summary and Synthesis Chapter 1979.
- [15] Black, S.C., and F. Niehaus: Comparison of Risks and Benefits Among Different Energy Systems. Vorlage II/K/24, Enquete-Kommission, Zukünftige Kernenergie-Politik, Mai 1980.
- [16] Fagnani, F., und C. Macia: L'Evaluation des Risques Associes aux Differentes Energies. Paris, Janvier 1980.
- [17] Häfele, W.: Energy in a Finite World – Executive Summary, Laxenburg, Mai 1981.
- [18] Environmental Protection Agency: Compilation of Air Pollution Emission Factors (Rev.). U.S. EPA, Office of Air Programs, Research Triangle Park, N.C., February 1972, Publ. No. AP-42.
- [19] Cohen, A.V., and D.K. Pritchard: Comparative Risks of Electricity Production System: A Critical Survey of the Literature. HSE, London, July 1980.
- [20] Hamilton, L.D.: Assessing the Health and Environmental Costs of Energy Production and Use. Prepared for IAEA Advisory-Group Meeting on Comparative Health Impacts of Nuclear and Alternative Sources of Energy, International Center for Theoretical Physics, Trieste, Italy, May 7-11, 1979.
- [21] Gotchy, R.L.: Health Effects Attributable to Coal and Nuclear Fuel Cycle Alternatives. Office of Nuclear Reactor Regulation – NRC, NUREG-0332 (1978).
- [22] Inhaber, H.: Risk with Energy from Conventional and Non-conventional Sources. Science 203 (1979), S. 718.
- [23] Nuclear Regulatory Commission: Interim Reliability Evaluation Program, Phase 2 – Procedures and Schedule Guide. Draft Version 2, September 1980.
- [24] Nuclear Regulatory Commission: Policy Issue SECY-81-25, USNRC, January 1981.
- [25] Deutscher Bundestag: Bericht der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“, Zur Sache Nr. 1 und 2, Bonn, 1980.
- [26] Kernforschungszentrum Karlsruhe: Folgeabschätzung und Bewertung von Strategien eines verstärkten Kohleeinsatzes in der Bundesrepublik Deutschland. Abteilung für Angewandte Systemanalyse des Kernforschungszentrums Karlsruhe, KfK 3128, Februar 1981.
- [27] Battelle-Institut: Untersuchungen über die technischen, organisatorischen und gesellschaftlichen Voraussetzungen für Risikostrategien im Bereich technologischer Entwicklung. Vorhaben SR 70 des Bundesministers des Innern (1976).
- [28] Umweltbundesamt: Quantifizierung der Umweltbeeinträchtigung durch moderne Verfahren der Kohlevergasung und -verflüssigung. Fluor GmbH, Düsseldorf, Januar 1981.
- [29] Organization for Economic Co-operation and Development: Comparative Assessment of the Environmental Implications of Various Energy Systems (COMPASS). Proceedings of Expert Working Groups – OECD-ENV (80) 19, Paris, Dec. 9-12, 1980.
- [30] Bundesminister für Forschung und Technologie: Risikoanalytische Untersuchungen von Staudämmen. BMFT-Mitteilungen 9/81.

Diskussion

J. P. B u c l i n (EOS, Lausanne):

Die Auswirkungen (Anmerkung von B. Schütz: gemeint sind die Risiken der Stromerzeugung) werden als Anzahl Todesfälle, Anzahl ausgefallener Arbeitsstunden oder als zusätzliche Sterblichkeit dargestellt.

Aus Kreisen der Versicherungsfachleute, deren Überlegungen in diesem Zusammenhang behilflich sein könnten, wie auch aus Kreisen einer gewissen Opposition, etwa Tagung „Energie Société“, Paris, 16. bis 18. September 1981, Groupe de Bellerive, wird befürwortet, als Vergleichsmaßstab die Einbuße an Lebenserwartung zu verwenden. Was halten Sie davon?

B. S c h ü t z (GRS):

In unserem Bericht wurde nur die Zahl der zu erwartenden Todesfälle pro Energieeinheit ausgewiesen. Außerdem wurde zwischen frühen und späten Todesfällen unterschieden. Eine weitere Bewertung, zum Beispiel eine Quantifizierung in Form der Zahl verlorener Arbeits- oder Lebenstage, ist nicht erfolgt. Uns ist bekannt, daß zum Beispiel seitens der Internationalen Strahlenschutzkommission vorgeschlagen wurde, die Verkürzung der Lebenszeit als Maß einzuführen. Da jedoch allgemein akzeptierte Bewertungsverfahren derzeit nicht vorliegen, haben wir bei unserer Untersuchung keinen Versuch unternommen, die Risiken in dieser Weise zu quantifizieren.

A. B i r k h o f e r (GRS):

Ich bin der Meinung, daß eine Angabe der Minderung der Lebenserwartung ein angemessenes Maß für die Bewertung von Spätfolgen ist.

G. M a r k o c z y (KKW Mühleberg):

Die Frage betrifft Bild 4: Die Häufigkeit der Kernschmelzunfälle bezieht sich auf eine Anlage; die Talsperrenbrüche hingegen auf die Gesamtheit von 7800 Dämmen. Bei einem Vergleich pro Anlage würden die Zahlen in der rechten Tabellenhälfte (Anmerkung Schütz: gemeint sind die Zahlen für Staudämme) vier Größenordnungen niedriger liegen. Ist das richtig?

R. S t ü g e r (GTE):

Die Zahlen in Bild 4 beziehen sich jeweils auf ein Anlagenjahr, sind also miteinander direkt vergleichbar.

A. B i r k h o f e r (GRS):

Ich möchte noch hinzufügen, daß hier Kernschmelzunfälle in Kernschmelzhäufigkeiten angegeben und damit nicht zwangsläufig mit erheblichen Folgen verbunden sind.

H. K ö r b e r (Beratungsbüro für Angewandte Physik, Gchingen):

Meine Frage bezieht sich auf Bild 3: Gesamtvergleich – Zusätzliche Sterblichkeit durch Stromerzeugung. Sie bezeichnen die Personenschäden in der Bevölkerung durch Störfälle bei der Nutzung von Kohle, Sonne und Wind als „vermutlich gering“. Meiner Meinung nach läßt sich dies nach heutigem Kenntnisstand noch nicht feststellen. Ein Beispiel: Der Rotor eines Windkonverters ist starken, lange andauernden mechanischen Wechsellastbeanspruchungen ausgesetzt, so daß das Abbrechen eines Flügels – und damit Personenschäden – durchaus vorstellbar sind. Wäre deshalb die Bezeichnung „unbekannt“ statt „vermutlich gering“ für das zu erwartende Schadenspotential nicht zutreffender?

B. Schütz (GRS):

Wir haben in unseren Ausführungen versucht, deutlich zu machen, daß Risikoangaben für Systeme, für die keine konkreten Erfahrungen vorliegen, nur lückenhaft und ungenau möglich sind. Unserer Einschätzung nach sind jedoch die Beiträge zum Bevölkerungsrisiko aus Unfällen der genannten Art „vermutlich gering“.

H. Körber (Beratungsbüro für Angewandte Physik, Gchingen):

Nachdem bereits seit langem bekannt ist, daß die Umwelt durch die Nutzung der Kohle wesentlich stärker belastet wird als durch Kernenergie, und nachdem ebenfalls bekannt ist, daß auch unter dem Gesichtspunkt der Wirtschaftlichkeit die Kernkraftwerke den Kohlekraftwerken (zumindest soweit sie mit Steinkohle betrieben werden) vorzuziehen sind, haben Sie nun auch noch festgestellt, daß eine Risikobetrachtung eher für Nuklearenergien als für die Kohle spricht. Werden Sie aus diesen Gründen unserer Bundesregierung empfehlen, von ihrem bisherigen Konzept der gleichrangigen Nutzung von Kohle und Kernenergie abzugehen und statt dessen der Kernenergie eine eindeutige Präferenz zukommen zu lassen?

A. Birkhofer (GRS):

Das Thema unserer Arbeiten und des Vortrags war, einen Risikovergleich der Stromerzeugung anzustellen. Schlußfolgerungen bezüglich energiepolitischer Entscheidungen zu ziehen, war nicht unsere Aufgabe. Wirtschaftlichkeit und Umwelt- oder Risiko-Charakteristika sind auch unserer Meinung nach wesentlich für die Beurteilung von Technologien. Sie sind jedoch nicht die einzigen Kriterien. So sind zusätzlich Aspekte, wie zum Beispiel die Versorgungssicherheit, oder wichtige Sekundäreffekte, wie die Einschätzung von Technologien durch die Bevölkerung, bei politischen Entscheidungen ebenfalls von großer Bedeutung.

H. Jex (KWU, Offenbach):

In der Risikodefinition $R_S = \sum_n H \cdot U^a$ wurde der Bewer-

tungskoeffizient a (mit $a > 1$) eingeführt. Wie kann man a bestimmen, und wurden Rechnungen mit $a \neq 1$ durchgeführt?

B. Schütz (GRS):

Solche Bewertungsexponenten hat der Engländer Farmer bereits 1967 bei seinem Vorschlag eines Risikokriteriums für störfallbedingte Radio-Jod-Freisetzen aus kerntechnischen Anlagen zur Diskussion gestellt.

Neuerdings wurde ein solches Risikokriterium vom Advisory Committee on Reactor Safeguards der amerikanischen NRC für die Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken vorgeschlagen. Für die Berechnung eines Risiko-Äquivalenzwertes für frühe Todesfälle wird ein Exponent a von 1,2 eingeführt. Dies bedeutet, daß ein tausendmal größerer Schaden nicht tausendmal, sondern viertausendmal seltener sein soll als der Bezugsschaden. Zur Einschätzung eines solchen Vorschlags sei noch darauf hingewiesen, daß Ergebnisse der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke gezeigt haben, daß die Häufigkeit früher Todesfälle wesentlich rascher mit dem Schadensumfang abnimmt, als dieser Exponent es vorschreiben würde.

G. Kremer (Hoechst AG, Frankfurt):

Am Schluß des Referates wurde die Auffassung vertreten, daß vergleichende Risikostudien zu einer *effektiven* Risikominderung führen würden. Welche *effektiven Risikominderungen* nehmen Sie an, zum Beispiel im Bereich der Wasserkraftnutzung oder im Bereich der Kohlekraftwerke?

B. Schütz (GRS):

Im Vortrag wurde darauf hingewiesen, daß vor allem Risiko-untersuchungen ein und derselben Energieerzeugungsart praktische Bedeutungen erlangt haben, und daß mit ihrer Hilfe Schwachstellen aufgedeckt und eine Risikominderung erreicht werden kann. Als Beispiel hierfür können die Systemverbesserungen in Kernkraftwerken genannt werden, die aufgrund der Ergebnisse der Phase A der deutschen Risikostudie vorgenommen worden sind, oder die Möglichkeit, anhand der Ergebnisse von Flutwellenberechnungen, bei Staudämmen wirksame Evakuierungspläne zu entwickeln.

Zusammenwirken von Gutachten, Experimenten und Code-Entwicklung – Das Beispiel Kühlmittelverlust

Von K. Wolfert und E. Hicken¹⁾

Kurzfassung

Ausgehend von der im deutschen Atomgesetz aufgestellten Forderung, daß die Genehmigung von kerntechnischen Anlagen nur erteilt werden darf, wenn die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen ist, wird die Notwendigkeit zum Zusammenwirken von Gutachten, Experimenten und Code-Entwicklung aufgezeigt.

Es wird der Zusammenhang zwischen der Code-Entwicklung, der Code-Verifikation und der Aussagesicherheit bei der Analyse von Störfallabläufen untersucht. Hierbei werden Fehlerquellen des Rechenprogramms sowie Fehlerquellen in der Programmanwendung erläutert.

Anhand ausgewählter Standardproblem-Ergebnisse wird verdeutlicht, daß eine sichere Aussage neben einem Rechenprogramm, mit dem alle wesentlichen physikalischen Phänomene des Störfallablaufs erfaßt werden können, vor allem einen qualifizierten, in der Programmanwendung erfahrenen Anwender erfordert.

Es wird die Frage diskutiert, warum bei der Bewertung, inwieweit die aus den Schutzziele resultierenden Anforderungen erfüllt sind, vom Gutachter und Hersteller zum Teil unterschiedliche Standpunkte vertreten werden, obwohl die Schutzziele und Anforderungen von allen voll anerkannt sind. Die Frage wird dahingehend beantwortet, daß die Meinungsunterschiede zum Teil auf eine unterschiedliche Bewertung der vorliegenden Aussagesicherheit bei der Analyse von Störfallabläufen zurückzuführen sind. Eine Verringerung der Meinungsunterschiede ist bei einer gesteigerten Aussagesicherheit zu erwarten. Dazu werden sowohl im experimentellen und analytischen als auch im organisatorischen Bereich erhebliche Anstrengungen unternommen.

Im konventionellen Bereich kann der Sachverständige eine Bewertung mit hoher Aussagesicherheit aufgrund von Schadensfällen und Betriebserfahrungen abgeben. In der Reaktortechnik muß aufgrund der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit von Schadensfällen bei der Bewertung von Kühlmittelverluststörfällen auf analytische Methoden und experimentelle Untersuchungen zurückgegriffen werden. Das Reaktorsicherheitsforschungsprogramm des BMFT stellt hierfür die erforderlichen Grundlagen bereit.

Abstract

In this discussion, the necessity of a cooperative effort between the licensing process, code development and experiments will be demonstrated. The German licensing rules can be interpreted to require that this cooperative effort is utilized to show that nuclear plants are adequately protected against potential damage according to current state-of-the-art techniques.

The connection between code development, code assessment and confidence in the analysis of transients will be discussed. In this manner, the major sources of errors in the codes and errors in applications of the codes will be shown.

Standard problem results emphasize that, in order to have confidence in licensing statements, the codes must be physically realistic and the code user must be qualified and experienced.

We will discuss why there is disagreement between the licensing authority and vendor concerning assessment of the fulfilment of safety goal requirements, even though there is agreement concerning the safety goals themselves. The answer to the question lies in the different confidence levels of the assessment of transient analysis. It is expected that a decrease in the disagreement will result from an increased confidence level. Strong efforts will be made to increase this confidence level through improvements in the codes, experiments and related organizational structures.

In other industries the experts can make such an assessment with a high confidence level because of normal operating experience and numerous unplanned incidents. Because of the low probability for loss-of-coolant-accidents in the nuclear industry, assessment must rely on analytical techniques and experimental investigations. The reactor safety program of the BMFT provides these necessary analytical techniques and experimental investigations.

Einleitung

Ausgehend von der im deutschen Atomgesetz aufgestellten Forderung, daß die Genehmigung von kerntechnischen Anlagen nur erteilt werden darf, wenn die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen ist, wird die Notwendigkeit zum Zusammenwirken von Gutachten, Experimenten und Code-Entwicklung aufgezeigt.

Hierbei werden wir uns auf den Bereich des Kühlmittelverluststörfalles beschränken. Im einzelnen wird auf folgende Punkte näher eingegangen:

- der unbestimmte Rechtsbegriff „Stand von Wissenschaft und Technik“,
- Schutzziele und Anforderungen,
- Zusammenwirken von Experimenten, Code-Entwicklung und Störfallanalysen,
- Schwerpunktbildung,
- Auswirkung von Störfällen auf Begutachtung, Experimente und Code-Entwicklung.

Der unbestimmte Rechtsbegriff „Stand von Wissenschaft und Technik“

Was bedeutet „Stand von Wissenschaft und Technik“?

Wohl wissend, daß diese Frage momentan noch in vielen Gremien diskutiert wird, wollen wir den Begriff aus wissenschaftlich-technischer Sicht wie folgt interpretieren:

- Zum Stand der Wissenschaft gehören die allgemein anerkannten Grundlagen der exakten Wissenschaften sowie alle Forschungs- und Entwicklungsergebnisse, die objektiv nachprüfbar und durch kompetente Wissenschaftler bestätigt sind. Dies setzt voraus, daß der Sachverhalt in Veröffentlichungen und Berichten dokumentiert und bezüglich aller wesentlichen Fragen abgeklärt ist. Ein abgeklärtes Wissen liegt dann vor, wenn die Erkenntnisse ins-

¹⁾ Dr.-Ing. Klaus Wolfert und Professor Dr. Enno Hicken sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der GRS.

besondere durch einwandfreie Messungen, zweifelsfreie Rechnungen oder schlüssige Ableitungen aus physikalischen Grundprinzipien belegt sind. Die wissenschaftliche Erkenntnis muß der einschlägigen Fachwelt bekannt und von ihr kritisch bewertet worden sein.

- Der Stand der Technik umfaßt neben den Erfahrungen mit Anlagen gleicher Art auch alle anwendbaren Erfahrungen mit anderen Anlagen, seien es großtechnische Anlagen oder Versuchsstände. Von entscheidender Bedeutung ist jedoch, daß diese Einrichtungen erprobt wurden und ausreichende Betriebserfahrungen vorliegen.

Zieht man den „Stand von Wissenschaft und Technik“ als Beurteilungsmaßstab heran, so sind sowohl die abgeklärten, gesicherten wissenschaftlichen Erkenntnisse als auch die praktischen Erfahrungen mit ausgeführten technischen Anlagen zu berücksichtigen.

Schutzziele und Anforderungen

Die Definition von Schutzzielen ist keine Angelegenheit der Spontaneität oder von persönlichen Ansichten. Die Schutzziele basieren auf Erfahrungen, wissenschaftlichen Erkenntnissen und übergeordneten Gesichtspunkten. Sie resultieren in einem umfassenden Sicherheitskonzept. Behörden und die damit befaßten Fachgremien haben die Schutzziele im Laufe der Zeit erarbeitet. Zu nennen sind hier insbesondere die BMI-Kriterien. Sie werden bei Bedarf überarbeitet und verändert. Dabei ist ständig die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts zu überprüfen. Risikostudien können hierzu einen wertvollen Beitrag leisten. So hat zum Beispiel die deutsche Risikostudie die besondere Bedeutung der kleinen Lecks und der Transienten für die Anlagensicherheit aufgezeigt.

Aus den Schutzzielen resultieren Anforderungen an Komponenten und Systeme. Es ist als ein positives Zeichen anzusehen, wenn in neuerer Zeit und aufgrund neuerer Erkenntnisse eine Verringerung der Anforderung diskutiert werden kann.

Vom Gutachter wird überprüft, inwieweit die vom Hersteller getroffenen Maßnahmen den Anforderungen genügen. Hierbei kommen Gutachter und Hersteller häufig zu unterschiedlichen Ergebnissen. Es ist dabei zu fragen, warum bei der Bewertung, ob die Anforderungen erfüllt sind, zum Teil unterschiedliche Standpunkte vertreten werden, obwohl die Schutzziele und Anforderungen von allen voll anerkannt sind.

Bevor wir diese Frage näher diskutieren, sollen vorab einige Punkte näher betrachtet werden.

Zusammenwirken von Experimenten, Code-Entwicklung und Störfallanalysen

Da der Ablauf eines Kühlmittelverluststörfalles an einer kommerziellen Großanlage nicht untersucht werden kann, muß sich der Gutachter bei der Analyse von Störfallabläufen auf analytische Methoden und experimentelle Untersuchungsergebnisse stützen. Die Störfallabläufe werden vorwiegend unter Zuhilfenahme großer Rechenprogramme analysiert und bewertet.

Die experimentellen Ergebnisse können nur in Einzelfällen direkt auf die Großanlage übertragen werden. Meist ist die Übertragung der vorwiegend an skalierten Versuchsanlagen gewonnenen Ergebnisse nur mit Hilfe von Rechenprogrammen möglich. Dies wiederum erfordert eine möglichst umfassende Verifikation der Programme. So ist im Rahmen der Programmverifikation der Nachweis zu erbringen, daß das Rechenprogramm den Ablauf eines Störfalles richtig wiedergibt. Die Überprüfung und Verifikation der Rechenprogramme erfolgt durch die Voraus- und Nachrechnung mehrerer, hinsichtlich

- der Versuchsanordnung,

- der Versuchsbedingungen und
- der Skalierung „Reaktoranlage-Experiment“

unterschiedlicher Experimente. Bei diesen Voraus- und Nachrechnungen handelt es sich um sogenannte Best-Estimate-Rechnungen, das heißt, es wird eine möglichst wirklichkeitsnahe Beschreibung des Störfallablaufs angestrebt. Die Programme werden sowohl an Einzeleffekt-, Komponenten- und Integraltests überprüft. Ziel der Einzeleffekttests ist eine detaillierte Untersuchung einzelner physikalischer Effekte. Komponententests dienen der gesonderten Untersuchung von Einzelkomponenten. Mit Integraltests wird das Verhalten eines gesamten Systems untersucht.

Das Grundprinzip des Vorgehens ist in Tafel 1 wiedergegeben. Während Einzeleffekt- und Komponententests zum Teil in Originalgröße der Reaktoranlage durchgeführt werden, stehen zur Untersuchung des Systemverhaltens nur Versuche im verkleinerten Maßstab zur Verfügung. So kann zum Beispiel auf dem Gebiet der Notkühlung auf die Integralversuche LOFT, PKL, LOBI und SEMISCALE zurückgegriffen werden. Können mit einem Programm die in diesen Anlagen simulierten Störfälle gut wiedergegeben werden und sind eventuelle Maßstabeinflüsse berücksichtigt, kann mit großer Sicherheit gesagt werden, daß mit dem so verifizierten Rechenprogramm der Störfall in einer kommerziellen Großanlage richtig wiedergegeben wird.

Ungenauigkeiten in der analytischen Simulation von Störfallabläufen werden bei der gutachtlichen Bewertung, abhängig von der jeweiligen Fragestellung, durch konservative Annahmen in den Rechnungen berücksichtigt. Die Konservativität, das heißt inwieweit der Benutzer Werte zur sicheren Seite hin verwendet, wird von der nachgewiesenen Aussagesicherheit der Rechnungen abhängen. Unter Aussagesicherheit soll hierbei der Grad der Absicherung für eine richtige und zuverlässige Analyse des Störfallablaufs verstanden werden. Während in der Vergangenheit vielfach eine Anhäufung von Konservativitäten gewählt wurde, was zum Teil zu einer unrealistischen Beschreibung der physikalischen Vorgänge führte, geht die Tendenz heute zu Best-Estimate-Aussagen und zum Ansatz eines Sicherheitsfaktors.

Die möglichst wirklichkeitsnahe Beschreibung des Störfalles mit Erfassung aller wesentlichen physikalischen Phänomene gestattet nicht nur die Erweiterung des Anwendungsbereichs, das heißt eine Anwendung des Codes auch in Bereichen, die nicht experimentell abgedeckt sind (zum Beispiel erweitertes Störfallspektrum), sondern ermöglicht auch eine genauere Quantifizierung der vorliegenden Sicherheitsreserven sowie eine realistische Bestimmung des Schadensumfanges.

An dieser Stelle ist als Zwischenergebnis festzuhalten, daß in bezug auf Schutzziele Anforderungen festgelegt werden. Ein Gutachten bewertet, ob die aus dem Schutzkonzept resultierenden Anforderungen erfüllt werden. Dazu werden bei der Bewertung des Kühlmittelverluststörfalles Rechencodes und Experimente herangezogen. Von großer Bedeutung ist hierbei die Aussagesicherheit. Bei geringer Aussagesicherheit wird man konservativ rechnen oder Anforderungen bzw. Schutzziele konservativ festlegen. Dies impliziert, daß beide – Anforderungen und Schutzziele – bei erweitertem Kenntnisstand verändert werden können oder müssen.

Als nächstes wird auf die Aussagesicherheit der Störfallanalyse näher eingegangen.

Fehlerquellen bei der Analyse von Störfallabläufen

Die Aussagesicherheit bei der Analyse von Störfallabläufen wird von zwei Faktoren, vom Programm selbst und vom Programmanwender, bestimmt. Fehlerquellen des Programms sind zu suchen in

- der Beschreibung der physikalischen Phänomene und
- den mathematischen Lösungsmethoden.

Fehlerquellen des Anwenders sind zu suchen in

- der Darstellung des Systems,
- der Wahl von Programmoptionen,
- der Vorgabe von Anfangs- und Randbedingungen.

Die Fehlerquellen sollen im folgenden kurz besprochen werden.

Beschreibung der physikalischen Phänomene

Die während eines Kühlmittelverluststörfalls ablaufenden thermo- und fluiddynamischen Vorgänge, seien es die Vorgänge auf der Primär- und Sekundarseite des Reaktors oder die Vorgänge im Containment, stellen äußerst komplexe physikalische Prozesse dar.

Die Simulation der Störfallabläufe erfordert daher eine genaue Beschreibung der physikalischen Phänomene. Dies wiederum setzt die Kenntnis der Phänomene, das heißt Experimente mit einer guten Meßtechnik, voraus. Diese Aufgaben waren bisher Schwerpunkt der Forschungsaktivitäten. So betragen zum Beispiel die Aufwendungen für den Bereich Notkühlung in den letzten zehn Jahren etwa 150 Millionen DM, wovon etwa 15 % für die Analyse und Code-Entwicklung verwendet wurden. Die Aufwendungen in den nächsten fünf Jahren werden in der gleichen Größenordnung liegen.

Bei der Bewertung dieser Zahlen muß bedacht werden, daß höhere Anforderungen an die Aussagesicherheit im allgemeinen auch einen höheren Detaillierungsgrad in der Erfassung physikalischer Phänomene erfordern. Dies trifft sowohl für den experimentellen als auch für den analytischen Bereich zu. Als Beispiel für den experimentellen Bereich ist hier die geplante Untersuchung der Vorgänge im oberen Plenum eines Druckwasserreaktors bei kombinierter Einspeisung im Rahmen des trilateralen 2D/3D-Projekts zu nennen.

Im analytischen Bereich möchten wir auf die Entwicklung sogenannter "advanced codes" hinweisen. In diesen Programmen wird vorwiegend auf der Basis erweiterter Modellansätze eine sehr detaillierte Beschreibung der physikalischen Phänomene erreicht. Insbesondere das Übergehen zu inhomogenen Modellansätzen mit Erfassung thermodynamischer Nichtgleichgewichtseffekte ermöglicht eine realistischere und genauere Simulation der Störfallabläufe. Während Programme der ersten Generation etwa bis zu 5000 Karten umfaßten und im wesentlichen innerhalb einer Zeitspanne von etwa drei Jahren entwickelt wurden, erfordern die neuen Programme bis zu 50 000 Karten und trotz größeren personellen Einsatzes erheblich längere Entwicklungszeiten.

Bezüglich des noch erforderlichen Aufwandes erwarten wir, daß nach Abschluß der geplanten experimentellen und analytischen Arbeiten die aus heutiger Sicht noch offenen Fragen bezüglich der Erfassung und Nachbildung physikalischer Phänomene im Bereich der Notkühlung beantwortet sind.

Mathematische Lösungsmethoden

Die erforderlichen Lösungsmethoden sind im wesentlichen entwickelt, wobei selbstverständlich noch Verbesserungen vorzunehmen und neuere Entwicklungen in der Computertechnik zu berücksichtigen sind.

Darstellung des Systems

Die örtliche Auflösung des zu untersuchenden Systems, die Nachbildung der einzelnen Komponenten sowie die Darstellung der für den Störfallablauf wichtigen Betriebs- und Sicherheitssysteme haben im allgemeinen einen wesentlichen Ein-

Tafel 1: Versuchsmatrix

Maßstab	Integral-Versuche	Einzeleffekt- und Komponenten-Versuche		
		Nr. 1	Nr. 2	Nr. 3
1:1	Analyse Reaktor-anlage			
1:n ₁	LOFT			
1:n ₂	PKL			
1:n ₃	LOBI			
1:n ₄	Semiscale			

Vertikal: Einfluß des Maßstabes

Horizontal: Verhalten der Einzelkomponenten, Zusammenwirken der Einzelkomponenten

fluß auf die erzielten Rechenergebnisse. Zur Absicherung der Ergebnisse sind deshalb häufig Rechnungen mit unterschiedlicher örtlicher Auflösung, sogenannte Nodalisierungsstudien, erforderlich.

Programmoptionen

In den momentan verfügbaren Programmen hat der Anwender eine gewisse Freiheit bezüglich der Auswahl bestimmter Modelle oder Beziehungen. So können zum Beispiel physikalische Phänomene, wie Phasenseparation, Strömungsverlust oder Wärmeübergang, meist mit unterschiedlichen Modellen oder Beziehungen ermittelt werden. Darüber hinaus ist dem Programmanwender im allgemeinen die Möglichkeit gegeben, durch das Setzen entsprechender Steuergrößen einzelne Phänomene partiell oder gänzlich unberücksichtigt zu lassen.

Vorgabe der Anfangs- und Randbedingungen

Eine zusätzliche Unsicherheit der Rechenergebnisse ist die ungenügende Kenntnis oder fehlerhafte Vorgabe der Anfangs- und Randbedingungen. Hier zeichnet sich auch die Grenze der möglichen Aussagesicherheit ab. Entwicklungsprojekte sowohl experimenteller als auch analytischer Art sind u.a. auch dann zu beenden, wenn die erreichte Aussagesicherheit in der Größenordnung der Unsicherheit liegt, die durch Anfangs- und Randbedingungen der Reaktoranlage vorgegeben ist.

Als Zwischenergebnis wollen wir festhalten, daß die Aussagesicherheit sowohl vom Rechenprogramm selbst, aber auch wesentlich von der Sachkunde und Qualifikation des Programmanwenders abhängt.

Standard-Probleme

Eine Möglichkeit, die Sachkunde bei der Handhabung großer Rechenprogramme zu überprüfen, stellen die Standard-Probleme dar. Im Rahmen dieser Aktivitäten werden von verschiedenen Institutionen mit teils unterschiedlichen Rechenprogrammen zu genau spezifizierten Experimenten Voraus- und/oder Nachrechnungen durchgeführt. Die Ergebnisse sind einer koordinierenden Stelle zu festgelegten Terminen zu übergeben. Während man durch Nachrechnungen im wesentlichen überprüft, ob der Code und der Codeanwender das experimentelle Ergebnis genügend genau wiedergeben kann, prüft eine Vorausrechnung speziell die Qualifikation des Anwenders im Umgang mit dem Code.

Nachstehend sollen, beispielhaft für die Standard-Problem-Aktivitäten, charakteristische Ergebnisse des LOBI Prediction Exercise, des PKL-Standard-Problems und des 2. Containment-Standard-Problems kurz erläutert und bewertet werden.

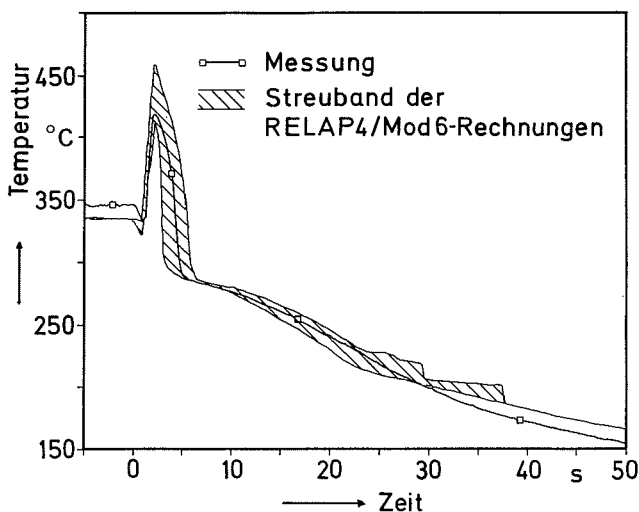


Bild 1: LOBI Prediction Exercise: mittlere Heizstabtemperatur in Meßebeine 6

LOBI Prediction Exercise (LOBI PREX)

Im Rahmen des vom Bundesministerium für Forschung und Technologie (BMFT) geförderten LOBI Prediction Exercise wurden unter internationaler Beteiligung von mehreren Institutionen Vorausrechnungen für den ersten an der LOBI-Versuchsanlage (Loop Blowdown Investigation) gefahrenen Hauptversuch durchgeführt [1].

Die LOBI-Versuchsanlage ist eine Integralanlage zur Simulation von Kühlmittelverluststörfällen. Vom prinzipiellen Aufbau her ist die Anlage eine Nachbildung des primären und sekundären Kühlsystems eines KWU-Druckwasserreaktors der Kategorie mit 1300 MW elektrischer Leistung. Die Versuchsanlage befindet sich auf dem Gelände der gemeinsamen Forschungsstelle Ispra/Italien und wird von dieser Institution im Auftrag des BMFT und der Kommission der EG betrieben. Die Volumina sind im Verhältnis von etwa 1:700 unter Beibehaltung aller geodätischen Höhen verkleinert.

Aufgabe der Teilnehmer am LOBI-PREX war die Vorausrechnung des Versuchs A1-04. Der Versuch simulierte den Druckabsenkungsvorgang im Hauptkühlmittelkreis eines Druckwasserreaktors bei einem doppelendigen Bruch des kalten Stranges bei kaltseitiger Akkumulatoreinspeisung.

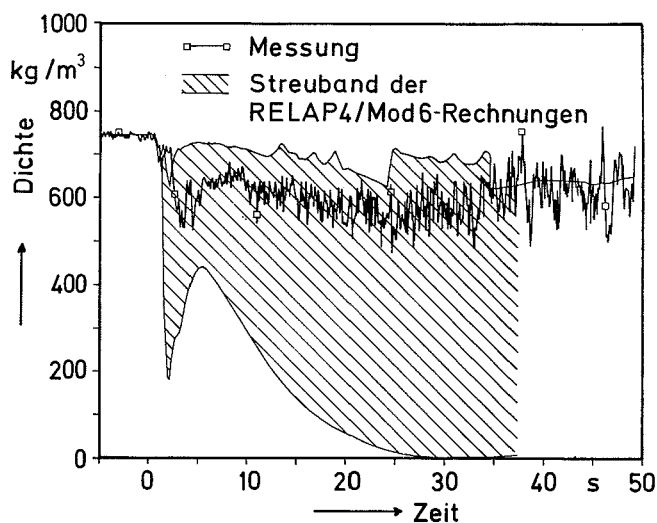


Bild 2: LOBI Prediction Exercise: Dichte im unteren Plenum

Nach Durchführung des Versuches wurden die gemessenen Anfangs- und Randbedingungen bekanntgegeben. Alle anderen experimentellen Daten der Anlage, insbesondere die Ergebnisse von Inbetriebnahmeversuchen, waren bis zum Abgabetermin der Nachrechnungen unter Verschluss und nur der versuchsdurchführenden Stelle bekannt. Die Vorausrechnungen des Versuches ohne Kenntnis anlagenspezifischer Eigenheiten (sogenanntes „jungfräuliches“ Standard-Problem) stellten besondere Anforderungen an Rechenprogramme und Programmanwender.

Am LOBI PREX beteiligten sich 14 Institutionen. Am häufigsten, das heißt von fünf Teilnehmern, wurde die Version RELAP4/MOD6 eingesetzt.

In den Bildern 1 und 2 werden für zwei charakteristische Parameter die mit RELAP4/MOD6 ermittelten Ergebnisse den experimentell ermittelten Werten gegenübergestellt. Die Rechenergebnisse sind in Form eines Streubands, das alle Rechenergebnisse überdeckt, dargestellt.

Bild 1 zeigt die maximale Heizstabtemperatur. Das experimentelle Ergebnis repräsentiert den arithmetischen Mittelwert der Messungen in etwa halber Höhe des beheizten Bündels (Meßebeine 6). Die errechneten Maximaltemperaturen variieren in einem Streuband von etwa 50 K. Der nach Erreichung des Maximalwerts plötzliche Temperaturabfall ist auf die vollständige Leistungsrücknahme bei 1,8 s zurückzuführen. Im späteren Zeitbereich wurden vorwiegend zu hohe Heizleitertemperaturen ermittelt, die aus der Vorhersage eines im Experiment nicht beobachteten „dry out“ etwa 10 bis 15 s nach dem Wiederbenetzen der Heizleiterstäbe resultieren.

Bild 2 zeigt die Dichte im unteren Plenum. Das breite Streuband verdeutlicht den großen Freiheitsgrad in der Wahl der Programmoptionen. Alle Rechnungen, die ohne Heranziehung von Phasenseparationsmodellen durchgeführt wurden, zeigen eine starke Dichteabnahme und führen somit zu einer starken Unterschätzung des Restwassergehalts. Bei der Wertung dieser Ergebnisse muß jedoch darauf hingewiesen werden, daß die im Verhältnis zu den übrigen Strömungsquerschnitten überproportionale Downcomer-Weite bei diesem Versuch die Phasenseparation unterstützte.

Die Ergebnisse der LOBI-PREX werden wie folgt bewertet:

Die doch sehr beachtlichen Unterschiede in den Rechenergebnissen, die alle mit der gleichen Programmversion ermittelt wurden, verdeutlichen den großen Einfluß des Programmanwenders.

PKL-Standard-Problem (Deutsches Standard-Problem Nr. 2)

Aufgabe dieses Standard-Problems war die Vorausrechnung des Wiederauffüll- und Flutvorganges eines ausgewählten PKL-Versuchs. Der Versuch wurde von der Kraftwerk Union (KWU) in Erlangen an der PKL-(Primär Kreis Lauf-)Versuchsanlage im Rahmen des vom BMFT geförderten Reaktorsicherheitsforschungsvorhabens RS 287 durchgeführt [2,3].

In der PKL-Versuchsanlage sind alle wesentlichen Komponenten eines Druckwasserreaktor-Primärkreises hinsichtlich ihres thermo- und fluiddynamischen Verhaltens beim Wiederauffüll- und Flutvorgang nachgebildet. Die Volumina der Versuchsanlage sind etwa im Maßstab 1:140 gegenüber einem Druckwasserreaktor mit 1300 MW elektrischer Leistung verkleinert. Die geodätischen Höhenabmessungen sind voll nachgebildet.

Der für das Standard-Problem ausgewählte Versuch K9 simulierte den Wiederauffüll- und Flutvorgang bei einem doppelendigen Bruch des kalten Stranges mit kaltseitiger Einspeisung. Von bereits vorher durchgeführten und in ihren Ergebnissen bekannten PKL-Versuchen mit Kalteinspeisung unter-

scheidet sich dieser Versuch im wesentlichen durch einen verringerten Einspeisemassenstrom, durch ein konstantes radiales Leistungsprofil und eine erhöhte Temperatur des eingespeisten Wassers.

Es beteiligten sich acht Institutionen mit vier unterschiedlichen Programmen. Von vier Teilnehmern wurde RELAP4/MOD6 eingesetzt. Anhand eines Vergleichs von Messung und Rechenergebnissen, die mit dieser Programmversion erzielt wurden, soll ebenfalls der Einfluß des Programmanwenders aufgezeigt werden.

In Bild 3 ist die Hüllrohrtemperatur etwa in halber Stabündelhöhe (Meßebeine 5) wiedergegeben. Das dargestellte Streuband der Messungen umfaßt die Hüllrohrtemperaturen, die in der Meßebeine 5 an acht über dem Bündelquerschnitt verteilten Stäben gemessen wurden. Während die Maximaltemperaturen etwa alle den gleichen Wert aufweisen, ergeben sich bezüglich des Wiederbenetzungszeitpunktes erhebliche Unterschiede. Das dargestellte Streuband der Rechenergebnisse umfaßt die mit RELAP4/MOD6 errechneten Temperaturverläufe. Die Maximaltemperatur wurde bis zu 200 K überschätzt. Der Streubereich für diese Größe beträgt auch etwa 200 K. Der Wiederbenetzungszeitpunkt wurde in allen Rechnungen zu spät ermittelt. Der Streubereich für diesen Zeitpunkt beträgt etwa 100 s.

Wir bewerten das Ergebnis wie folgt:

Es zeigt sich, daß die Systemnachbildung (Nodalisierung) und die Wahl von Programmoptionen einen wesentlichen Einfluß auf das erzielte Ergebnis haben. Dies verdeutlicht wiederum die große Bedeutung des Programmanwenders.

Zweites Containment-Standard-Problem

Im Rahmen des zweiten Containment-Standard-Problems waren die thermo- und fluiddynamischen Vorgänge innerhalb eines Modell-Containments für den angenommenen Störfall „Bruch einer Primärkreisleitung“ vorzurechnen. Der Versuch wurde vom Battelle Institut in Frankfurt im Rahmen des vom BMFT geförderten Reaktorsicherheitsforschungsvorhabens RS 50 durchgeführt [4, 5]. Das verwendete Modell-Containment stellt die Nachbildung des Sicherheitsbehälters eines Druckwasserreaktors mit 1300 MW elektrischer Leistung im Volumenverhältnis von etwa 1:70 dar.

Für das Standard-Problem wurde eine Anordnung mit sechs Räumen, die miteinander über definierte Überströmöffnungen in Verbindung standen, gewählt. In Bild 4 ist die Raumordnung einschließlich der Strömungswege schematisch dargestellt. Der Bruch wurde im Raum R4, dem volumemäßig kleinsten Raum, simuliert. Der Massen- und Energieeintrag an der Bruchstelle (Massenstrom und Enthalpie) wurde auf der Basis experimentell ermittelter Werte vorgegeben.

Es beteiligten sich neun deutsche Institutionen an den Vorausrechnungen, wobei neun verschiedene Programme zum Einsatz kamen.

Anhand eines Vergleichs von Experiment und Rechnung für ausgewählte Systemgrößen soll der erreichte Stand der Analysetechnik aufgezeigt werden. Die Rechenergebnisse sind in Form eines Streubands mit separater Aufzeichnung der Extremergebnisse dargestellt.

Die Druckdifferenz zwischen dem Bruchraum und dem relativ sehr großen Kuppelraum R9 wird im Zeitbereich 0 bis 2,5 s aufgezeigt. In diesem Zeitbereich erreichen die für die Auslegung der Containment-Zwischenwände maßgebenden Druckdifferenzen ihren Maximalwert.

Der Druck im Kuppelraum wird im Zeitbereich 0 bis 50 s dargestellt. In diesem Zeitbereich liegt der für die Auslegung der Containmenthülle sicherheitstechnisch wichtige Maximaldruck.

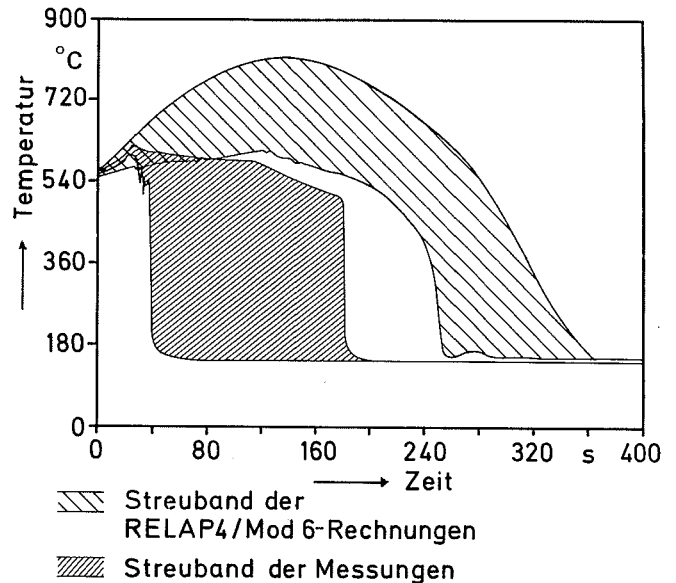


Bild 3: PKL-Standard-Problem Nr. 2: Hüllrohrtemperatur in Meßebeine 5

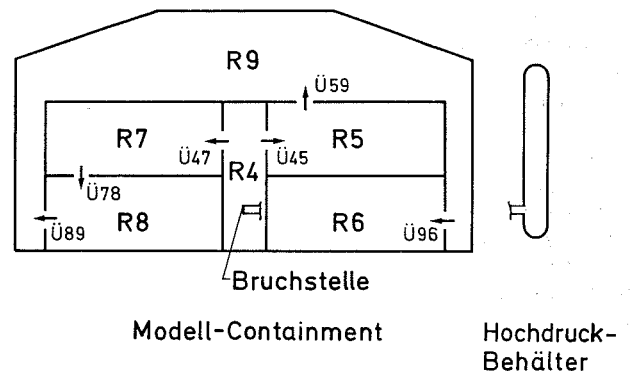


Bild 4: 2. Containment-Standard-Problem: Schema der Versuchsanordnung

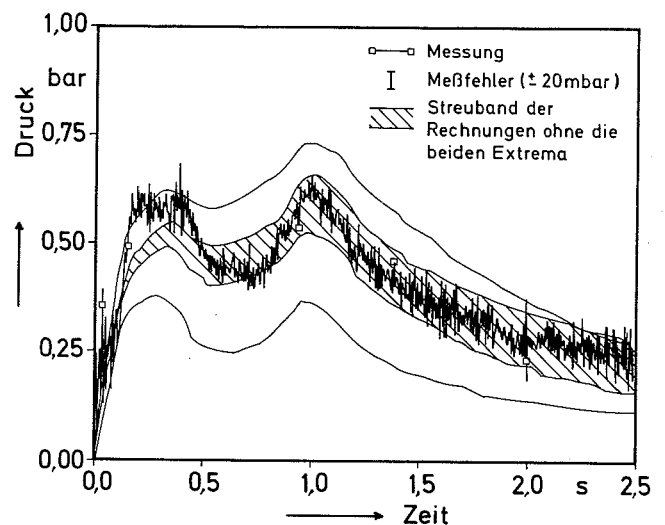


Bild 5: 2. Containment-Standard-Problem: Messung und Rechenergebnisse für die maximale Druckdifferenz

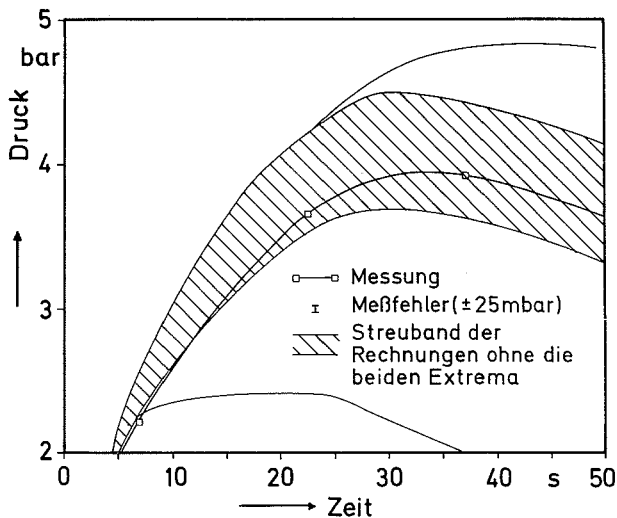


Bild 6: 2. Containment-Standard-Problem: Messung und Rechen-
ergebnisse für den Druck im Containment

In Bild 5 sind die Ergebnisse für die Druckdifferenz zwischen dem Bruchraum R4 und dem Kuppelraum R9 aufgetragen. Außer den beiden Extremwerten liegen die Rechenergebnisse etwa innerhalb der Schwankungsbreite der Messung.

In Bild 6 ist der Druck im Kuppelraum dargestellt. Die Druckverläufe der anderen Containmenträume unterscheiden sich nach dem bei etwa 4 s erfolgten Druckausgleich nur unwesentlich von dem hier gezeigten. Die Streubreite der Rechnungen entspricht etwa dem Wert, der sich auch ergibt, wenn mit einem Programm der mögliche Variationsbereich der im Bruchraum freigesetzten Masse und Energie (gegeben durch das Fehlerband des experimentell ermittelten Einström-massenstroms und der Enthalpie) überdeckt wird.

Das Ergebnis des zweiten Containment-Standard-Problems möchten wir wie folgt bewerten:

Es konnte gezeigt werden, daß mit den heute verfügbaren Containmentprogrammen bei ausreichender Erfahrung des Anwenders bereits ein hoher Stand der Aussagesicherheit erreicht wird.

Zusammenfassend kann festgestellt werden:

Eine sichere Aussage erfordert neben einem Rechenprogramm, mit dem alle wesentlichen physikalischen Phänomene des Störfallaufbaus erfaßt werden können, vor allem einen qualifizierten, in der Programmanwendung erfahrenen Anwender. Der Programmanwender stellt beim heutigen Entwicklungsstand der Programme, wie anhand der Standard-Problem-Beispiele exemplarisch aufgezeigt, den größeren Unsicherheitsfaktor dar.

Wir möchten nun auf die anfangs gestellte Frage zurückkommen, warum es bei der Bewertung, inwieweit die Anforderungen erfüllt sind, zu unterschiedlichen Standpunkten kommen kann. Die Frage ist wie folgt zu beantworten:

- Neben der generellen Tendenz, daß sich der Gutachter an den oberen Grenzen der Anforderung orientiert, liegt sicherlich ein Grund in der unterschiedlichen Bewertung der Aussagesicherheit von Störfallanalysen seitens des Gutachters und des Herstellers. Dies wiederum führt zu unterschiedlichen Standpunkten bezüglich der anzusetzenden konservativen Annahmen.
- Eine Verringerung der Meinungsunterschiede ist bei einer gesteigerten Aussagesicherheit bei der Störfallanalyse zu erwarten. Die laufenden Forschungsaktivitäten werden

entsprechende Codes zur Verfügung stellen. Die genaue Beschreibung der physikalischen Phänomene in diesen Codes wird zwar eine Reduzierung der möglichen Programmoptionen gestatten, der Unsicherheitsfaktor „Programmanwender“ ist jedoch auch dann noch nicht voll beseitigt. Hier sind weitere Aktivitäten erforderlich.

Schwerpunktbildung

Neben dem energischen Vorantreiben der Sicherheitsforschung und der damit verbundenen Bereitstellung verbesserter Rechenprogramme darf – und darauf wurde bereits hingewiesen – die Aussagesicherheit nicht durch den Anwender in Frage gestellt werden. Diesem wird u.a. durch die Schwerpunktbildung bei der Begutachtung kerntechnischer Anlagen, das heißt durch die Bildung besonderer Expertengruppen für einzelne Problembereiche, Rechnung getragen. Damit sind folgende Vorteile verbunden:

- Hersteller, Behörden, Beratungsgremien haben einen Ansprechpartner.
- Die insgesamt verfügbare Personalkapazität ist flexibler einsetzbar.
- Die Umsetzung der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten kann leichter erfolgen, wie Erfordernisse aus dem Genehmigungsverfahren leichter in Anforderungen an die Forschung umgesetzt werden können.
- Besonders im Delta-Begutachtungsverfahren, das heißt bei der Begutachtung nahezu zeichnungsgleicher Anlagen, kann eine größere Effizienz erreicht werden.

Es sollte deutlich herausgestellt werden, daß durch eine Schwerpunktbildung die Nähe zur Praxis und zur Reaktor-anlage nicht verlorengehen darf. Dies kann jedoch durch eine entsprechende Koordination sichergestellt werden.

Auswirkung von Störfällen auf Begutachtung, Experimente und Code-Entwicklung

Abschließend soll die Frage untersucht werden, wie aufgetretene Störfälle in Begutachtung, Experimente und Code-Entwicklung eingehen.

Störfälle werden immer auftreten. Das Schutzkonzept trägt diesem Rechnung. Die erforderliche Vorsorge gegen Schäden ist gewährleistet. Ein Restrisiko wird jedoch immer bleiben.

Der spektakulärste Störfall war der im amerikanischen Kernkraftwerk TMI-2 bei Harrisburg. Dies hat auf verschiedenen Ebenen zu Aktivitäten geführt:

- Experten haben den Ablauf analysiert.
- Der Bundesminister des Innern, Behörden, Betreiber und Hersteller haben vorsorglich Überprüfungen an deutschen Kernkraftwerken vorgenommen.
- Experten und Gutachter haben eine Bewertung durchgeführt.
- Die bereits vor dem TMI-2-Störfall geplanten experimentellen Forschungsvorhaben zur Untersuchung kleiner Lecke wurden forciert.
- Die Programmentwicklung zur Analyse kleiner Lecks wurde verstärkt.

Als Ergebnis dieser Überprüfungen ist festzuhalten, daß sich aus dem TMI-2-Störfall keine konzeptverändernden Maßnahmen ergeben haben. Der TMI-Störfall und die Risikostudien haben jedoch weltweit das Augenmerk auf Störfälle gelenkt, bei denen Auslegungsgrenzen überschritten werden. Entsprechende Forschungsaktivitäten sind in Planung oder werden durchgeführt. Bereits jetzt zeigt es sich, daß die Reaktor-anlagen sicherer sind, als bisher pessimistisch in den Risikostudien berechnet.

Schlußbemerkung

Im konventionellen Bereich kann der Sachverständige eine Bewertung mit hoher Aussagesicherheit aufgrund von Schadensfällen und Betriebserfahrungen abgeben. In der Reaktortechnik muß aufgrund der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit von Schadensfällen bei der Bewertung von Kühlmittelverluststörfällen auf analytische Methoden und experimentelle Untersuchungen zurückgegriffen werden. Das Reaktorsicherheitsforschungsprogramm des BMFT stellt hierfür die erforderlichen Grundlagen bereit.

Schrifttum

[1] Riebold, W.L., und H. Städtke: LOBI - Influence of PWR Primary Loops on Blowdown, First Results. Paper presented at

the ANS 27th Annual Meeting, Bal Harbour, Florida/USA, June 7-11, 1981.

- [2] Brand, Hein und Schmidt: Meßergebnisse und Unterlagen zu Versuch K9 der Versuchsserie PKL-IB, durchgeführt als Deutsches Standard-Problem Nr. 2. Techn. Bericht R 51/21/79, KWU-Erlangen, 25.10.1979.
- [3] Winkler, W.: Deutsches Standard-Problem Nr. 2: Wiederauffüllen und Fluten eines Stabbündelbehälters mit simulierten Primärkreisläufen (PKL). Vorläufiger Vergleichsbericht der GRS, Februar 1980.
- [4] Kanzleiter, T.: Projekt RS 50 - Quick Look Report, Experiment D16/CASP2 (Deutsches Standard-Problem Nr. 3). Technischer Bericht BF-RS 50-30 D 16, Battelle Institut Frankfurt, März 1980.
- [5] Nguyen, D.L., und W. Winkler: Deutsches Standard-Problem Nr. 3 (2. Containment-Standard-Problem): Wasserleitungsbruch in einer einfach verzweigten Raumkette. Vorläufiger Vergleichsbericht der GRS, Oktober 1980.

Diskussion

H. U n g e r (TU Stuttgart):

Bei Ihrer Diskussion des Bildes 3 — PKL-Standard-Problem, Nr. 2 — hat meines Erachtens noch eine Ergänzung gefehlt. Die Ergebnisse der Rechnungen zeigen, daß sowohl die Temperaturen als auch die Wiederbenutzungszeiten generell in konservativer Weise *überschätzt* wurden, was sowohl an der Wahl der Eingabeparameter als auch zum Teil an dem Programm RELAP 4 / MOD 6 liegen kann.

K. W o l f e r t (GRS):

Sinn dieses Standard-Problems war, "best estimate"-Rechnungen durchzuführen, das heißt das Ergebnis möglichst genau wiederzugeben. Und bei diesem Standard-Problem müßte eine positive oder negative Abweichung gleichgewertet werden.

E. H i c k e n (GRS):

Der wesentliche Punkt bei dieser Frage ist nicht die Temperatur, sondern der Schaden, der an den Brennstäben entsteht, wenn zu hohe Temperaturen gerechnet werden. Im Rahmen unserer Überlegungen, den Kernschaden bei Störfällen möglichst genau zu bestimmen, sind auch in dieser Beziehung "best estimate"-Aussagen erforderlich, wenn auch zur Absicherung hier die Rechnungen etwas in die konservative Richtung gehen.

H. N i c k e l (KFA Jülich):

In Ihrem Vortrag wird darauf hingewiesen, daß der größte Fehler bei den umfangreichen theoretischen Untersuchungen durch den Anwender verursacht wird. Bisher dachte ich, daß Rechenverfahren und Codes bei allen beteiligten Gruppen gleichermaßen verstanden und angewendet werden. Bedeutet Ihr Hinweis, daß die Kenntnisse bei den verschiedenen Gruppen unterschiedlich sind? Gibt es eventuell keine genügende Zusammenarbeit zwischen den Beteiligten?

K. W o l f e r t (GRS):

Wir haben heute einen Stand der Programmtechnik erreicht, der es uns erlaubt, die experimentellen Ergebnisse sehr gut wiederzugeben. Je besser allerdings die physikalischen Phänomene nachgebildet werden können, desto mehr verschiebt sich der Fehler zum Anwender. Als nächster Schritt müßten deshalb die Optionen, die Wahlfreiheit, die der Anwender hat, reduziert werden.

E. H i c k e n (GRS):

In einer Institution, die Forschungs- und Entwicklungsarbei-

ten betreut, sammelt sich aufgrund der umfangreichen Voraus- und Nachrechnungen von Experimenten ein großes Know-how an, da die Aussagen überprüfungsfähig gemacht werden müssen. Dieser Zwang zur genauen Darstellung der Analyse ergibt eine erhöhte Aussagesicherheit, was ebenfalls gewertet werden muß.

K. W o l f e r t (GRS):

Als typisches Beispiel hierzu möchte ich nochmals auf Bild 2 zurückgreifen — LOBI PREX Standard Problem, Dichte im unteren Plenum —, bei dem sechs Rechnungen mit RELAP 4 / MOD 6 vorlagen. Hier kamen zwei Teilnehmer — einer kam aus den USA und hatte Semiscale-Versuche ausgewertet — zu ausgezeichneten Ergebnissen. In diesem Fall lag das Problem speziell bei den Ausströmraten bzw. -koeffizienten. Wir hatten geeichte Düsen mit Ausströmkoeffizienten in der Größenordnung 0,8 verwendet. Der amerikanische Teilnehmer hatte einen Wert von 0,77 eingesetzt, welcher durch jahrelange Semiscale-Untersuchungen ermittelt wurde.

J. B o h n s t e d t (Allianzzentrum für Technik, Ismaning):

Ich zolle Ihnen und Ihren Kollegen hohen Respekt bei der Bewältigung Ihrer Aufgaben, denn die theoretische Voraussage von Störfallabläufen ist schwer. Wir, die wir Risiko- und Schadensanlagen im konventionellen Bereich schon seit Jahrzehnten durchführen, beneiden Sie nicht. Bei Schadensanalysen haben wir meistens festgestellt, daß menschliche Einflüsse oder Vorschädigungen eines Bauteils die ursprüngliche Aussage zunichte machen. Berücksichtigen Sie diese Dinge? Wenn nicht, fürchten Sie nicht, daß Ihre Aussage unsicher wird?

K. W o l f e r t (GRS):

Dies wird berücksichtigt, vor allem bei den Untersuchungen im Rahmen der Risikostudie. Vielleicht wäre dazu noch zu bemerken, daß diese Einflüsse — zum Beispiel menschliches Einwirken — wiederum nur mit "best estimate"-Rechnungen, das heißt mit einer möglichst realistischen Beschreibung des physikalischen Vorganges, erfaßt werden können. Solche Analysen werden durchgeführt.

E. H i c k e n (GRS):

Darüber hinaus wird der menschliche Einfluß auch noch dadurch gemindert, daß die Anlagen im Laufe der Zeit gewachsen sind, das heißt, die Erfahrungen aus vorherigen werden in die nächsten Anlagen übernommen. Und „Ausreißer“ in diesem Sinne würden dann — wenn sie überhaupt vorkommen — sehr leicht erkannt.

Ergebnisse der Transientenanalyse für die Leichtwasser-Reaktoren und die Absicherung der Methoden durch Experimente, Inbetriebnahmeversuche und Betriebserfahrungen

Von W. Frisch und R. Meißner¹⁾

Kurzfassung

In der Reaktorsicherheit versteht man unter Transienten solche Ereignisabläufe, die eine Abweichung vom Normalbetrieb darstellen, wobei Fälle mit unterstelltem Versagen der druckführenden Umschließung (Kühlmittelverluststörfälle) nicht eingeschlossen sind. Transientenanalysen werden sowohl in der Reaktorsicherheitsforschung als auch im Rahmen der Genehmigung von Reaktoranlagen durchgeführt. Während man in der Reaktorsicherheitsforschung möglichst *genaue* Ergebnisse anstrebt, kommt es in der Anlagenbegutachtung darauf an, eine *sichere* Aussage zu machen.

Es wird anhand einiger typischer Einzelbeispiele gezeigt, welcher Detaillierungsgrad bei der modellmäßigen Beschreibung erforderlich ist. Schwerpunkt der Darstellung ist die Absicherung der entwickelten Analysemethoden durch Vergleiche mit Experimenten und Messungen an Reaktoranlagen.

Es wird dabei deutlich, daß für diejenigen Fälle, die Bestandteil des Genehmigungsverfahrens sind, zahlreiche Vergleichsmöglichkeiten mit Einzelexperimenten und Messungen an Reaktoranlagen gegeben sind und die Modellverifikation entsprechend weit fortgeschritten ist. Für die Analyse extrem unwahrscheinlicher Ereignisabläufe (zum Beispiel in Risikostudien) ist die Absicherung der Analysemethoden durch Experimente nicht vollständig. In den Analyseergebnissen wird dies durch entsprechend große Sicherheitszuschläge berücksichtigt. In naher Zukunft sind Experimente vorgesehen, mit denen eine weitergehende Absicherung der Analysemethoden (zum Beispiel Versuche in der amerikanischen Anlage LOFT mit ausgefallener Schnellabschaltung oder Versuche zum Verhalten von Druckhalter-Ventilen in der Bundesrepublik Deutschland) möglich wird.

Abstract

Transients are defined as deviations from normal operation, not including initiating events with leaks in the main coolant system (loss of coolant accidents). Transient analyses are carried out in both safety research and licensing. In safety research emphasis is put on accuracy of the analytical methods, while licensing analysis requires the proof that safety limits are not exceeded.

In this paper some examples are given to demonstrate, how detailed the analyses have to be. The importance of verification of analytical methods by means of experiments and measurements at real plants is shown.

The results can be summarized as follows: For transients relevant in licensing numerous experimental results and measurements in reactor plants are available to ensure proper model verification. For extreme but rare cases, which are considered in risk assessment studies (e.g. complete failure of important safety system functions), experimental verification of analytical methods is not complete. Uncertainties are taken into account by conservative estimates. In the near future additional experiments are planned (e.g. ATWS-cases in LOFT, valve tests for ATWS conditions) in order to improve model verification.

¹⁾ Dr.-Ing. Willi Frisch und Dipl.-Ing. Roland Meißner sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der GRS.

Zielsetzung der Transientenanalysen

Unter dem Oberbegriff Transienten werden alle Abweichungen vom stationären Betriebszustand einer Anlage verstanden. Es liegt dann im allgemeinen ein Ungleichgewicht zwischen erzeugter und abgeführter Leistung vor. In Sicherheitsanalysen werden nur solche Transienten betrachtet, die eine Abweichung vom Normalbetriebszustand darstellen und möglicherweise Schutzgrenzwerte überschreiten und Schutzziele verletzen können. Getrennt behandelt werden wegen der unterschiedlichen Analysemethoden (Rechenprogramme) die Kühlmittelverluststörfälle, so daß in Sicherheitsanalysen Transienten üblicherweise als Betriebsstörungen und Störfälle bei intakter druckführender Umschließung des Primärkühlmittels bezeichnet werden. Einen Übergangsbereich zu den Kühlmittelverluststörfällen bilden die Transienten mit kleinen Lecks (zum Beispiel Transiente mit Öffnen eines Sicherheitsventils und Versagen der Schließfunktion dieses Ventils).

Das oberste Ziel von Transientenanalysen ist es, mit größtmöglicher Sicherheit nachzuweisen, daß die übergeordneten Schutzziele der Reaktorsicherheit eingehalten werden. Im einzelnen können Transientenanalysen verschiedene Teilzielsetzungen haben. Hervorzuheben sind hier die beiden Bereiche:

- Reaktorsicherheitsforschung und
- Anlagenbegutachtung.

Während in der Reaktorsicherheitsforschung die Entwicklung analytischer Methoden für Transientenanalysen und deren Verifikation (Nachweis der Genauigkeit) sowie übergeordnete Bewertungsmethoden (zum Beispiel Risikoanalysen) im Vordergrund stehen, werden in der Anlagenbegutachtung durch Anwendung der entwickelten Methoden spezielle, anlagenbezogene Probleme gelöst.

Hauptziel der Reaktorsicherheitsforschung ist es, Analysemethoden zu entwickeln, die eine möglichst *genaue* Voraussage von Auswirkungen ermöglichen. In der Anlagenbegutachtung besteht der Zwang einer möglichst *sicheren* Aussage. Daraus ergibt sich die Notwendigkeit für die Anlagenbegutachtungen, mögliche Unsicherheiten in der analytischen Beschreibung durch Sicherheitszuschläge abzudecken, während die Reaktorsicherheitsforschung zum Ziel hat, die Analysemethoden weiter zu verbessern, so daß die durch pauschale Sicherheitszuschläge gewonnenen Reserven quantifiziert und nachweislich unnötige Sicherheitszuschläge abgebaut werden können.

Methoden und Werkzeuge für Transientenanalysen

Auswahl der zu analysierenden Ereignisabläufe

Es gibt zahlreiche Ursachen für Transienten mit ebenso zahlreichen Möglichkeiten zusätzlicher unabhängiger Systemausfälle. Diese auslösenden Ereignisse und ihre Auswirkungen – den gesamten Vorgang nennt man Ereignisablauf – lassen sich nicht alle im einzelnen behandeln. Deshalb werden nur die wichtigen Ereignisabläufe ausgewählt.

Bei der Ermittlung der wichtigen auslösenden Ereignisse ergibt sich häufig – zum Beispiel bei Risikoanalysen – dadurch

eine Vereinfachung, daß auslösende Ereignisse vernachlässigt werden können, die im Vergleich zu anderen Ereignissen in ihrer Auswirkung geringer sind und die in ihrer Eintrittshäufigkeit nicht ins Gewicht fallen [1].

Die auslösenden Ereignisse werden bezüglich ihrer Eintrittshäufigkeit in zwei Gruppen unterteilt:

- zu erwartende Ereignisse (likely events), deren Eintrittshäufigkeit zwischen etwa $10^{-2}/a$ und $10/a$, im allgemeinen aber über $10^{-1}/a$ liegt;
- seltene Ereignisse (unlikely events) mit einer Eintrittshäufigkeit $<10^{-2}/a$, wobei die Eintrittshäufigkeit meist aber wesentlich geringer ist.

Für die „zu erwartenden Ereignisse“ können die Eintrittshäufigkeiten mit Hilfe der Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken abgeschätzt werden. Eine andere Möglichkeit ist die Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse für diejenigen Komponenten, deren Ausfall zu dem betreffenden auslösenden Ereignis führt.

Die in der Literatur angegebenen auslösenden Ereignisse sind oft keine auslösenden Ereignisse im eigentlichen Sinne, sondern bereits Folgeereignisse für eine größere Anzahl von auslösenden Ereignissen mit gleichen anfänglichen Auswirkungen auf den Prozeßablauf. Daher kann man auch mehrere Fälle so zusammenfassen, daß nicht die eigentlich auslösenden Ereignisse, sondern die anfänglichen Auswirkungen dieser Ereignisse auf den Prozeßablauf festgelegt sind. Tafel 1 zeigt beispielhaft die Liste der zu analysierenden ATWS-Fälle für Druckwasserreaktoren (DWR) nach den RSK-Leitlinien [2].

Neben dem auslösenden Ereignis bestimmen das inhärente Anlagenverhalten (Kern, Kühlkreisläufe) und das Eingreifen der Regelsysteme, der Schutzbegrenzungen und der Sicherheitssysteme den Ablauf eines Ereignisses. Da eine Berechnung aller möglichen Ereignisabläufe unter Berücksichtigung aller auslösenden Ereignisse und aller Ausfallkombinationen von Systemen nicht möglich ist, muß eine Vorauswahl getroffen werden, um eine überschaubare Anzahl von relevanten Ereignisabläufen zu definieren. Ebenso wie beim auslösenden Ereignis orientiert man sich auch hinsichtlich des Ausfalls von Systemen an Betriebserfahrungen und Zuverlässigkeitsanalysen, um Angaben zur Ausfallwahrscheinlichkeit eines Systems zu erhalten. Außerdem ist es oft zweckmäßig, Systeme, die ähnliche Funktionen und deren Ausfälle ähnliche Auswirkungen haben, zusammenzufassen, um die Vielfalt der Systeme und Systemfunktionen einer Störfallablaufanalyse zugänglich zu machen.

Für die Transientenanalysen im Rahmen der deutschen Risikostudie [1] wurden für einen Druckwasserreaktor (DWR) zum Beispiel folgende Systemfunktionen betrachtet:

- Reaktorschnellabschaltung,
- Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs,
- Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampfkreislauf,
- Volumenregelung mit Boreinspeisung,
- Nachkühlung,
- Notkühlung.

Die Vorauswahl zu analysierender Fälle geschieht im allgemeinen unter Beantwortung folgender Fragen:

Systemfunktionen

Welche Systeme werden während der Transiente angesprochen?

Ist das System bereits bei Beginn der Transiente im Eingriff (zum Beispiel kontinuierlicher Eingriff des Regelsystems) oder erfolgt der Systemeingriff auf Anforderung (zum Beispiel Schnellabschaltung)?

Tafel 1: Liste der ATWS-Fälle für Druckwasserreaktoren nach RSK-Leitlinien

Fall	Bezeichnung
ATWS-D-1	Ausfall der Hauptwärmesenke, zum Beispiel infolge Verlustes des Kondensatorvakuums, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung
ATWS-D-2	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung
ATWS-D-3	Maximaler Anstieg der Dampfantnahme, zum Beispiel infolge Öffnens der Umleitstation oder der Frischdampfsicherheitsventile
ATWS-D-4	Maximale Reduzierung der Speisewasserversorgung, verursacht durch Fehler an einer aktiven Komponente
ATWS-D-5	Maximale Reduzierung des Kühlmitteldurchsatzes
ATWS-D-6	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen, ausgehend von den Betriebszuständen Vollast und heißer Bereitschaftszustand
ATWS-D-7	Druckentlastung durch unbeabsichtigtes Öffnen eines Druckhaltersicherheitsventils
ATWS-D-8	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur, verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung

Hat das System, wenn es angesprochen wird und funktioniert, einen entscheidenden Einfluß auf den Ereignisablauf?

Systemausfälle

Wie groß ist die Ausfallwahrscheinlichkeit des Systems?

Versagt das System unabhängig von anderen Systemen oder als Folge des auslösenden Ereignisses oder des angenommenen Ausfalls eines anderen Systems?

Kann ein System aus betrieblichen Gründen während des Ereignisablaufs nicht verfügbar sein (zum Beispiel in Reparatur)?

Hat das als ausgefallen angenommene System einen entscheidenden Einfluß auf den Ereignisablauf?

Zur Auswahl eines konkreten Ereignisablaufes gehört darüber hinaus noch die Klärung der Fragen, welche Arten eines Ausfalls anzunehmen sind (keine Aktion, zu starke Aktion, Teilversagen, Aktion in die falsche Richtung, dauernder Ausfall, zeitweiliger Ausfall) und ob ein Systemausfall während der entscheidenden Phase der Transiente durch das Betriebspersonal ausgelöst oder rückgängig gemacht werden kann.

Die systematische Darstellung der verschiedenen Ausfallkombinationen kann für jedes auslösende Ereignis in Form eines Störfallablaufdiagramms erfolgen. Bild 1 zeigt ein solches Diagramm für die oben erwähnten Systemfunktionen. Weist man dem auslösenden Ereignis die aus Betriebserfahrungen oder aus einer Fehlerbaumanalyse ermittelte Eintrittswahrscheinlichkeit und den einzelnen Verzweigungen Ausfallwahrscheinlichkeitszahlen zu, so erhält man für jede Ablaufkombination eine Eintrittswahrscheinlichkeit. Im Rahmen von Risikostudien werden diese Eintrittswahrscheinlichkeiten und die Auswirkungen der verschiedenen Abläufe ermittelt.

Rechenmodelle für Transientenanalysen

Zur Durchführung von Transientenanalysen werden nun Simulationsmodelle benötigt, die den Reaktor und das gesamte Wärmeabfuhrsystem beschreiben. Erfahrungen in der Vergangenheit haben gezeigt, daß wegen der unterschiedlichen An-

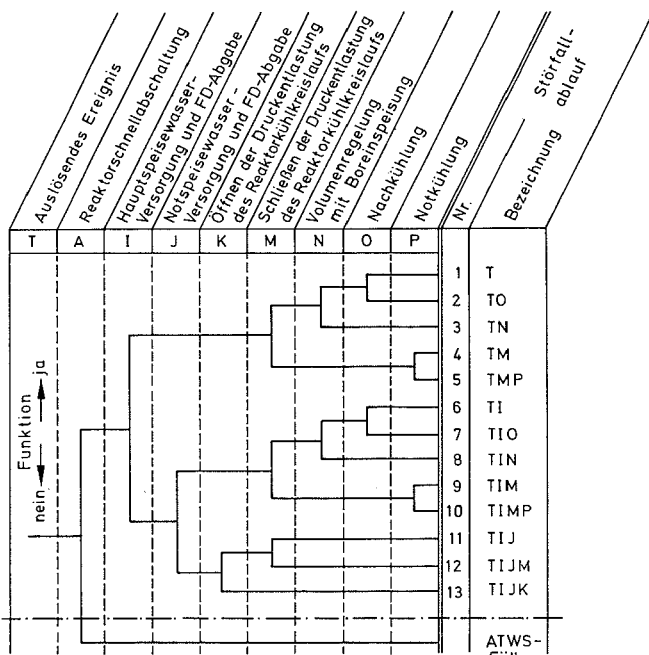


Bild 1: Beispiel für ein Störfallaufblaudigramm

forderungen an die Rechenmodelle für unterschiedliche Arten von Transienten und Analysen unterschiedliche Rechenmodelltypen zweckmäßig sind. Eine Zusammenstellung von Modelltypen und Anwendungsbereichen enthält Tafel 2. Für die Analyse von Betriebsstörungen (Transienten) mit und ohne Schnellabschaltung sind nichtlineare Anlagenmodelle (Modelle des Reaktors und des Kühlsystems bis zur Turbine) erforderlich. Die wichtigsten Anforderungen an solche Modelle sind:

- vollständige Simulation aller Komponenten des Reaktors und Wärmeabfuhrsystems, einschließlich Regel- und Sicherheitssystem,
- Simulation von Betriebszuständen, die weit vom Normalbetrieb abweichen (hoher Druck, Abblasen von Wasser durch Sicherheitsventile, starke lokale Verschiebungen des Leistungsprofils usw.),
- hohe Rechengeschwindigkeiten.

Beispielhaft sind in Tafel 3 die Modelleigenschaften des SWR-Anlagenmodells ALMOS aufgelistet. Bei diesem Modell wurde wegen der Wichtigkeit der thermohydraulisch-nuklearen Rückwirkungseffekte besonderer Wert auf eine

Tafel 3: Modelleigenschaften des SWR-Anlagenmodells ALMOS

Neutronenkinetik:	Eindimensionale Lösung der Diffusionsgleichungen. Sechs Gruppen verzögerter Neutronen, zwei Energiegruppen. Lösung durch räumliche Approximation nach dem Coarse-Mesh-Verfahren wie im 3-D-Programm QUABOX [12]. Räumliche Flußverteilung in jedem Abschnitt durch quadratisches Polynom dargestellt. Wahlweise auch Punktkinetik.
Brennstäbe:	Drei-Knotenmodell für radiale Wärmeleitung. Radiale Temperaturverteilung innerhalb eines Knotens ähnlich dem Coarse-Mesh-Verfahren bei Neutronenkinetik. Temperaturabhängige Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffes. Wärmezeugung im Brennstab und im Moderator.
Kühlsystem:	Eindimensionale Lösung der hydrodynamischen Gleichungen unter der Annahme variablen Schlupfes und thermodynamischen Gleichgewichts im Zweiphasenbereich. Wahlweise auch konstanter Schlupf. Mehrere Parallelkanäle zur transienten Berechnung von Heißkanälen.
Feedback:	Rückwirkungen von Moderator und Dopplereffekt über temperatur- und dichteabhängige Kernquerschnitte (für Punktkinetik über nichtlineare Reaktivitätsfunktionen).
Sicherheitssystem:	Eingeschlossen sind Meßeber, logische Verknüpfungen, Anregungswerte (zum Beispiel RESA, Sicherheits- und Entlastungsventile, Durchdringungsabschlußventile).
Dampfleitung:	Detaillierte Behandlung der Impulsgleichung zur Darstellung von Druckwellen bei schnellen Ventilverstellungen. Umleitstation mit Rohrleitungen zum Kondensator eingeschlossen.

detaillierte Simulation des Reaktorkerns gelegt. Sehr wichtig ist aber auch eine detaillierte Simulation des Dampfleistungssystems wegen der Rückwirkung der dort möglichen Druckwellenausbreitung – zum Beispiel für den Fall des Turbinenschnellschlusses – auf die Leistungserzeugung im Kern.

Um zu zeigen, wie stark der Einfluß von Modellannahmen auf die Ergebnisse sein kann, sind in Bild 2 für den Ausfall der Hauptwärmesenke in einem Siedewasserreaktor (SWR) mit verzögertem Scram (nach 3 s wirksam) der Leistungsverlauf für eine Rechnung ohne Leistungserzeugung im Kühlmittel und der Leistungsverlauf mit 2 % Leistungserzeugung im Kühlmittel gegenübergestellt. Es zeigt sich ganz deutlich, daß die Leistungserzeugung im Kühlmittel, auch wenn ihr Anteil gering ist, einen stabilisierenden Einfluß hat, weil sie unverzögert wirksam wird.

Tafel 2: Rechenprogramme zur Reaktor- und Anlagendynamik (Störfälle ohne Kühlmittelverlust)

Beschreibung Modell	Neutronen- dynamik	Brennstab- modell	Thermohydraulik des Kerns	Thermohydraulik des Kühlsystems	Komponenten
QUABOX/CUBBOX	3-dim	quasi-stationär, adiabatisch	–	–	–
QUABOX/HYCA (SWR)	3-dim	radiale Wärmeleitung	1-dim parallele Kanäle	–	–
ALMOS (SWR)	1-dim oder Punktkinetik	radiale Wärmeleitung	1-dim	1-dim	Pumpe, Dampf- leitung, Regel- ung, Reaktorschut- z, Ventile
ALMOD (DWR)	1-dim oder Punktkinetik	radiale Wärmeleitung	1-dim	1-dim	Pumpe, Druckhalter, Dampferzeuger, Sekundärseite, Regelung, Ventile

Das DWR-Anlagenmodell ALMOD (Bild 3) hat einen ähnlichen Detaillierungsgrad wie ALMOS. Da eine Transiente, wie schon einleitend festgestellt wurde, ganz allgemein die Folge einer Störung des stationär herrschenden Gleichgewichts zwischen erzeugter und abgeführter Leistung ist, wurde bei der Entwicklung des DWR-Anlagenmodells ALMOD wiederum sehr viel Wert auf eine detaillierte Nachbildung der Wärmequelle (Reaktorkern) und der Wärmesenke gelegt. Das Modell des Reaktorkerns, im wesentlichen bestehend aus Neutronenkinetik und Brennstabmodell, ist mit dem von ALMOS identisch (Tafel 3). Auch die Reaktivitätsrückwirkung wird wie in ALMOS behandelt. Zur Beschreibung der Fluidodynamik werden für den gesamten Kreislauf die Erhaltungssätze für Masse, Energie und Impuls gelöst. Dabei werden zweiphasige Kühlmittelzustände durch ein homogenes Modell beschrieben. Der Kühlkreislauf wird in mehrere Leitungen unterteilt, die jeweils aus mehreren Nodes bestehen dürfen [3].

Zur Wärmesenke gehören der Dampferzeuger, die Speisewasserversorgung, die Dampfleitung, die Turbine und die Frischdampfumleitstation (FDU) einschließlich der dazugehörigen Regelungen (Dampferzeugerfüllstand, Frischdampfdruck). Per Option besteht die Möglichkeit, mit verschiedenen Dampferzeugermodellen zu rechnen, nämlich je nach Anlagenkonzept mit einem U-Rohr-Dampferzeugermodell [4] oder mit einem Geradrohr-Dampferzeugermodell. In beiden Modellen muß naturgemäß dem Wärmeübergang besondere Beachtung geschenkt werden.

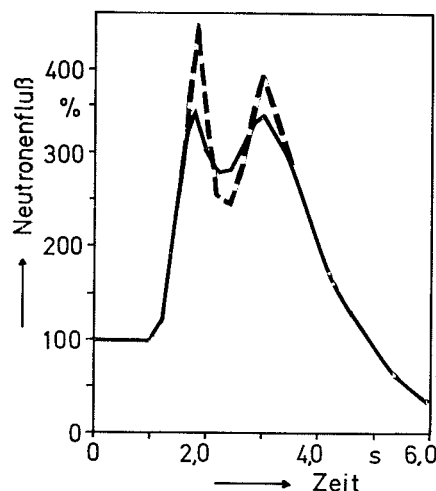
Beim U-Rohr-Dampferzeugermodell ergab sich daraus die Notwendigkeit, bei Transienten die örtliche Verschiebung der Siedegrenze zu berechnen, weil im Siedebereich der Wärmeübergang erheblich besser ist als in der unterkühlten Zone.

Die Komplexität dieses Vorgangs wird deutlich, wenn man sich vergegenwärtigt, daß der von der Lage der Siedegrenze abhängige Dampfanteil in der sekundärseitigen Wärmeaustauschzone stark das Naturumlaufverhalten beeinflusst und daß der Naturumlauf wiederum auf die Bewegung der Siedegrenze zurückwirkt. Zusätzlich dazu existiert nun noch die gegenseitige Rückkopplung zwischen der Dampfqualität auf der Sekundärseite und dem Wärmeaustausch zwischen Primär- und Sekundärseite.

Die Bilder 4 und 5 zeigen, wie das Ergebnis einer Transientenrechnung zum Beispiel von der Wahl der Zwei-Phasen-Korrelation für das Wasser-Dampf-Gemisch abhängt (hier Marchaterre-Hoglund und Smith). Am Beispiel eines Ausfalls des Hauptspisewassers infolge „HD-Vorwärmerniveau hoch“ mit nachfolgender Turbinenschnellabschaltung werden Ergebnisse aus der Dampferzeuger-Rechnung einander gegenübergestellt. Interessant ist hierbei, wie die unterschiedlichen Modellannahmen im Dampferzeuger (DE) nicht nur das DE-Verhalten selbst (Füllstand), sondern auch den Verlauf anderer primärseitiger Zustandsgrößen, zum Beispiel der Reaktorleistung, beeinflussen.

Wenn man also zur Berechnung dieser komplexen Zusammenhänge ein sehr detailliertes Modell u.a. auch mit verschiedenen Wärmeübergangskorrelationen für unterschiedliche Strömungsverhältnisse und Wärmestromdichten entwickelt, dann ist es natürlich folgerichtig, auch die Speisewasserversorgung und damit die Dampferzeugerfüllstandsregelung sowie das Dampfentnahmesystem (verschiedene Ventile, Frischdampfumleitstation, Turbine, Frischdampfdruckregelung) detailliert nachzubilden. Als Beispiel zeigt Bild 6 die in ALMOD nachgebildete Dampferzeugerfüllstandsregelung.

Eine so detaillierte Nachbildung eines Systems ermöglicht außerdem, und dies ist ein sehr nützlicher Nebeneffekt, die Simulation von Einzelfehlern im System selbst, hier zum Beispiel von Fehlern in der Meßwerterfassung, in der Störgrößenaufschaltung oder im Regler.



— keine Leistungserzeugung im Kühlmittel
— 2% Leistungserzeugung im Kühlmittel

Bild 2: Ausfall der Hauptwärmesenke mit verzögerter Reaktorschnellabschaltung

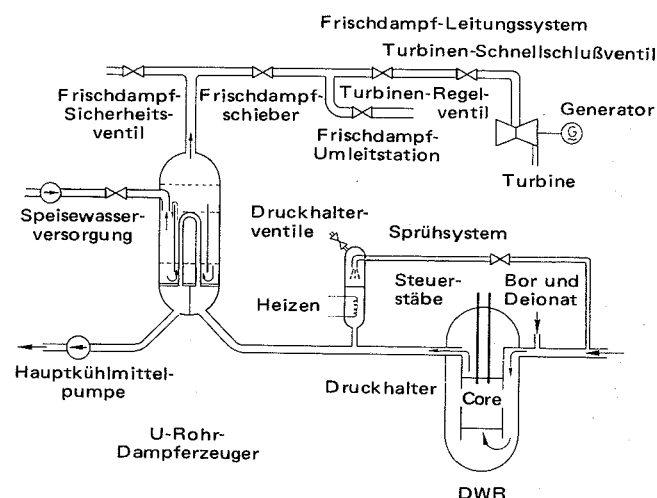


Bild 3: Schema einer DWR-Anlage

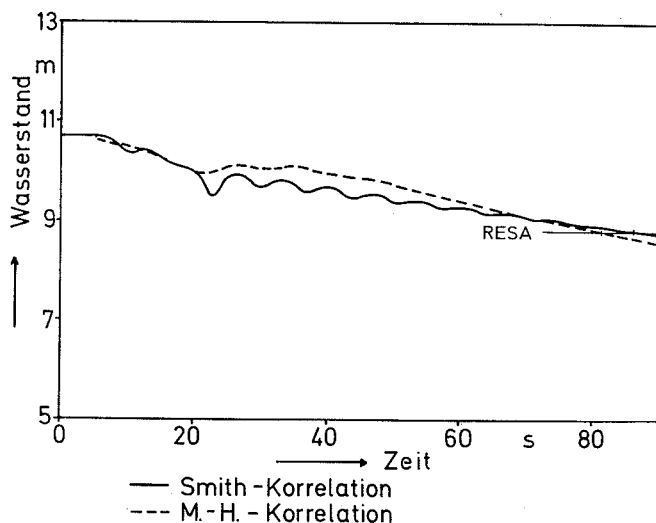


Bild 4: Ausfall des Hauptspisewassers durch „HD-Vorwärmerniveau hoch“, errechnet mit ALMOD (Turbinenschnellabschaltung)

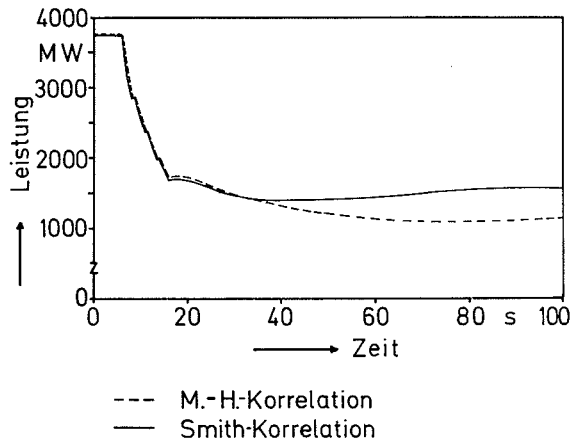


Bild 5: Ausfall des Hauptspeisewassers durch „HD-Vorwärmerniveau hoch“, errechnet mit ALMOD (Turbinenschnellabschaltung)

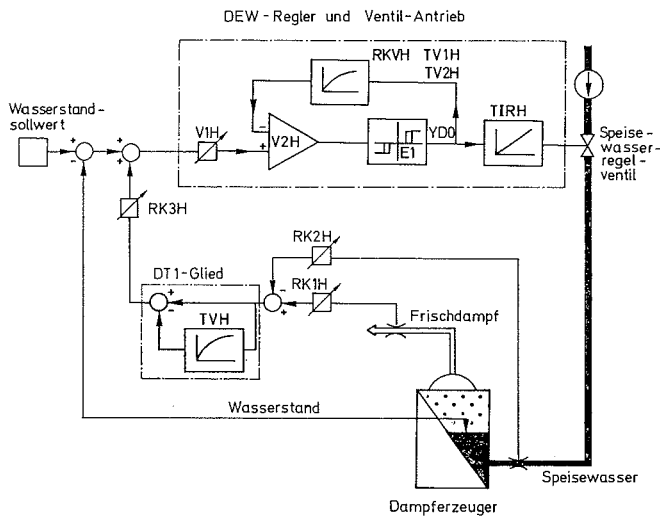


Bild 6: Wasserstandsregelung im Dampferzeuger des Modells ALMOD

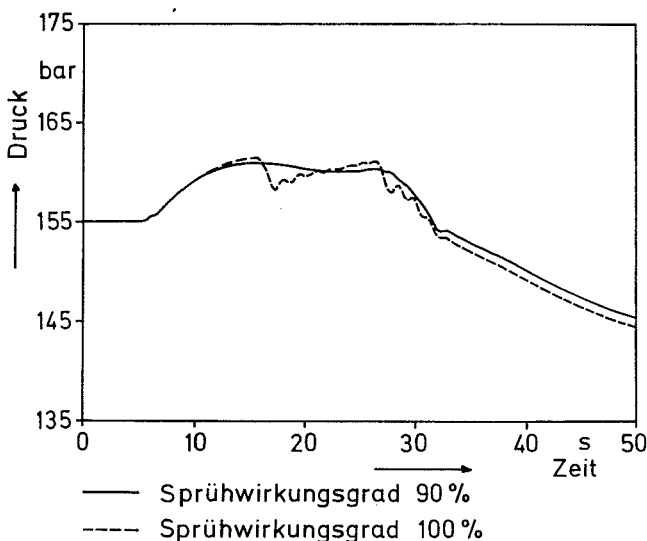


Bild 7: Ausfall der Hauptwärmesenke mit Stabeinwurf und Reaktorschnellabschaltung durch „Druck im Dampferzeuger hoch“

Bei der Entwicklung eines Geradrohr-Dampferzeugermodells ist der zu erbringende Aufwand natürlich nicht geringer. In der Bundesrepublik Deutschland ist die DWR-Anlage Mülheim-Kärlich die erste, die mit einem Dampferzeuger dieses Typs ausgerüstet wird. Aufgrund des zum U-Rohr-Dampferzeuger sehr unterschiedlichen dynamischen Verhaltens haben sich allerdings die Aufwandschwerpunkte etwas verschoben. Zunächst sind bei diesem Dampferzeugertyp sekundärseitig drei Zonen bezüglich des Kühlmittelzustands zu unterscheiden. Man hat eine Zone mit unterkühltem Wasser, eine mit einem Wasser-Dampf-Gemisch und schließlich eine dritte Zone mit überhitztem Dampf.

Der Wärmeaustausch zwischen Primär- und Sekundärseite findet im wesentlichen in der zweiten Zone statt. Deshalb war es unser Ziel, diese Zone und ihre Abgrenzung zu den anderen Zonen so genau wie möglich zu beschreiben. Ganz wesentlich ist dabei die richtige Berechnung des Wärmeübergangs und damit auch die Verwendung geeigneter Wärmeübergangskorrelationen, weil dies die korrekte Berechnung des Dampferzeugerinventars ganz entscheidend beeinflusst. In unserem Modell wird in Abhängigkeit von thermohydraulischen Parametern (Dampfqualität, Strömungsgeschwindigkeit, Wärmerostdichte) aus sieben Wärmeübergangskorrelationen die jeweils geeignete ausgewählt. Dabei wird wegen seiner Rückwirkung auf das Kühlmittelinventar auch das unterkühlte Sieden berücksichtigt.

Eine andere wichtige Komponente im Primärkreislauf einer DWR-Anlage ist der Druckhalter, weil er den sich bei einer Transiente ergebenden Druckverlauf maßgeblich bestimmt. Zum Modell ALMOD gehört ein Druckhaltermodell mit drei Zonen, zwei Wasser- und einer Dampfzone, die thermodynamisch im Ungleichgewicht zueinander stehen dürfen und deren Grenzen gegeneinander beweglich sind [5]. Es enthält die Druckhalter-Heizung, die Sprühventile, die Abblase- und die Sicherheitsventile. Verdampfungs- und Kondensationsvorgänge werden an der Wasseroberfläche und an den Sprühtröpfchen berücksichtigt. Durch die Abblaseventile wird in Abhängigkeit von der Wasserspiegelhöhe Dampf oder Wasser abgelassen. Zur Berechnung der Ausströmraten wird ein homogen-isentropes Ausströmmodell verwendet, das jedoch leicht durch ein anderes Ausströmmodell (zum Beispiel Moody) ersetzt werden kann.

Verstärkt diskutiert wurde in jüngerer Zeit der Einfluß des Sprühens auf den Druckverlauf bei Transienten. Für Analysen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens kann es beispielsweise interessant sein, ob bei einer Transiente ein Entlastungsventil angefordert wird oder nicht.

Deshalb wurde die Wirkung des Sprühens vertieft untersucht. Erinnerung sei an dieser Stelle an die schon etwas zurückliegenden Untersuchungen von Brown [6] oder an die Arbeiten von Lekic/Ford [7] aus jüngerer Zeit. Bei einer bestimmten Sprührate mit vorgegebener Einsprühtemperatur erreicht man einen idealen Wirkungsgrad, wenn alle Sprühtröpfchen auf ihrem Fallweg so viel Wärme aufnehmen, daß sie Sättigungszustand erreichen. Es ist also die Frage zu klären, wie groß der Anteil des Sprühwassers ist, der die Wasseroberfläche gesättigt erreicht. Dies hängt natürlich von der Größe der Sprühtröpfchen ab. Die Konstruktionsmerkmale der verwendeten Sprühdüsen, wie das Konstruktionsprinzip (Vollkegeldüse, Hohlkegeldüse) und der Druckverlust des Sprühstrahls in der Düse, haben einen bestimmenden Einfluß auf die mittlere Tröpfchengröße. Experimentelle Untersuchungen haben ergeben, daß der durchschnittliche Tröpfchendurchmesser bei unseren üblichen 1300-MW-Anlagen etwa 3 mm beträgt. Die in den Druckhalten dieser Anlagen übliche Fallweglänge $l_F \geq 5$ m ist ausreichend, um einen nahezu idealen Wirkungsgrad zu erzielen. Einige Hersteller nehmen in ihren Analysen dennoch

konservativerweise einen geringeren Wirkungsgrad als 100 % an. Den Einfluß des angenommenen Wirkungsgrades zeigt an einem Beispiel Bild 7. Dort kommt es in Abhängigkeit vom Sprühwirkungsgrad bei der gleichen Transiente (Ausfall der Hauptwärmenke mit Stabeinwurf und Reaktorschnellabschaltung durch „Druck im Dampferzeuger hoch“) im einen Fall zum Ansprechen eines Abblaseventils (Wirkungsgrad 80 % bis 90 %) und im anderen Fall nicht (Wirkungsgrad 100 %).

Der Einfluß des Sprühens wurde hier nur beispielhaft und stellvertretend für die in einem Modell üblicherweise vorhandenen Modellparameter erläutert. Es gilt nun, ihre Werte und deren mögliche Abhängigkeiten von den Zuständen in der Anlage durch geeignete Experimente und entsprechende Vergleichsrechnungen zu bestimmen bzw. ihren Wertebereich einzuengen.

Absicherung der Methoden

Ein wesentlicher Bestandteil der Methodenentwicklung ist die Absicherung der Ergebnisse, das heißt die Bewertung der Güte der Ergebnisse. Je nach Anwendungsbereich kann, wie eingangs bereits erwähnt, die Zielsetzung unterschiedlich sein. Während in der Reaktorsicherheitsforschung das Hauptziel eine möglichst *genaue* Berechnung von Anlagenzuständen ist, erfordert die Anlagenbegutachtung eine möglichst *sichere* Aussage über die Einhaltung von Schutzzielen. Wesentlich ist hierbei, daß eine sichere Aussage auch mit Hilfe relativ einfacher oder ungenauer Methoden möglich ist, wenn man mit ausreichenden Sicherheitszuschlägen arbeitet. Daraus könnte man voreilig den Schluß ziehen, daß man keine hohen Genauigkeitsanforderungen stellen muß, weil man ja alle Unsicherheiten durch Zuschläge abdecken kann.

Unnötig hohe Sicherheitszuschläge können jedoch erhebliche Nachteile (nicht nur auf der Kostenseite) haben, vor allem wenn mehrere sicherheitstechnische Aspekte gleichzeitig zu berücksichtigen sind und möglicherweise gegenläufige Forderungen bezüglich der „Konservativität“ existieren. Zur Verdeutlichung sei nur folgendes Beispiel aus der Anlagenbegutachtung genannt: Bei Transienten mit starkem Druckanstieg im DWR muß sichergestellt werden, daß ein bestimmter Maximaldruck nicht überschritten wird. Dabei kann eine geringere Genauigkeitsanforderung an die Druckberechnung durch die Forderung nach einer höheren Abblasekapazität am Druckhalter kompensiert werden. Dies kann durch eine Erhöhung der Anzahl der Ventile, eine Vergrößerung der Ventilquerschnitte oder eine Herabsetzung des Ansprechdruckes erreicht werden. Mit diesen Maßnahmen erhöht man die Sicherheit der Aussage, daß ein vorgegebener Maximaldruck nicht erreicht wird. Gleichzeitig wird jedoch die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten eines Lecks (zum Beispiel durch häufigeres Öffnen eines Ventils mit der Möglichkeit des Versagens der Schließfunktion) erhöht.

Eine ausführliche Darstellung aller Aspekte der Absicherung von Methoden zur Transientenanalyse ist im Rahmen dieses Vortrags nicht möglich. Es ist jedoch zweckmäßig, einige Aspekte hervorzuheben, bei denen es wesentliche Unterschiede zum großen Kühlmittelverluststörfall gibt:

- Bei Transientenanalysen sind mehrere Schutzziele gleichzeitig zu berücksichtigen (Verhinderung von Überdruckversagen, Versagen der Kühlung, Vermeiden von Kernschäden durch Überlast, Verhinderung von Transienten mit Kühlmittelverlust als Folge).
- Wegen der Berücksichtigung mehrerer Schutzziele und der Berücksichtigung der gegenseitigen Beeinflussung von Komponenten und Prozeßabläufen kann kein allgemeingültiges „konservatives“ Modell definiert werden. Deshalb findet man bei Transientenmodellen keine Unterscheidung zwischen „realistischen“ und „konservativen“ („best-estimate“ und „evaluation“) Modellen.

- Die Bewertung der Genauigkeit der Methoden bezieht sich nicht nur auf die ermittelten Maximalwerte weniger Variabler (zum Beispiel Druck und Temperatur), sondern auf den gesamten zeitlichen Verlauf vieler Variabler. Eine möglichst genaue Beschreibung des gesamten Verlaufs vieler Variabler ist notwendig, weil nur so ermittelt werden kann, welche Systeme wann in den Transientenablauf eingreifen.

Diese obengenannten Zusammenhänge lassen die Absicherung der Methoden der Transientenanalysen zunächst recht kompliziert und schwierig erscheinen. Dem steht jedoch bei Transientenanalysen ein wesentlicher Vorteil im Vergleich mit Analysen zum großen Kühlmittelverluststörfall gegenüber: Die Absicherung der Methoden durch Vergleich mit der tatsächlichen Reaktoranlage (Inbetriebnahme-Versuche, zusätzliche Experimente, ungeplante Betriebsstörungen und Störfälle).

Ziel der Absicherung der Methoden (= Modellverifikation) ist die Bestimmung der Genauigkeit, mit der wichtige Variable (Druck, Temperatur, Durchsatz, Wasserstand usw.) berechnet werden, und zwar unter weitgehender Verwendung experimenteller Ergebnisse. Drei Stufen der Verifikation sind für Transientenmodelle über die formalen Tests (integrale Überprüfung von Bilanzgleichungen, Konvergenz bei Zeit- und Ortsdiskretisierung) hinaus typisch:

- thermohydraulische Korrelation (Wärmeübergang, Druckabfall, Schlupf, Ausströmmodelle für Ventile),
- Komponentenverhalten (Kern, Druckhalter, Pumpe, Dampferzeuger, Ventile usw.),
- Integralverhalten der Gesamtanlage.

In den folgenden Abschnitten soll der Verifikationsstand kurz geschildert werden.

Thermohydraulische Korrelationen

Die in den Rechenprogrammen verwendeten thermohydraulischen Korrelationen haben im allgemeinen einen sehr guten Verifikationsstand, das heißt, sie sind durch umfangreiche Einzelerperimente verifiziert, und zwar sowohl im Rahmen allgemeiner Grundlagenforschung als auch im Zusammenhang mit Experimenten zur Notkühlung. Bei ihrer Anwendung in Transientenmodellen ist lediglich darauf zu achten, daß der Anwendungsbereich innerhalb des verifizierten Gültigkeitsbereiches liegt. Bei Überschreiten des Gültigkeitsbereiches ist zu überprüfen, ob eine Extrapolation mit ausreichender Genauigkeit möglich ist (zum Beispiel wenn die Abhängigkeit des betreffenden Parameters gering ist). Gegebenenfalls sind zusätzliche Experimente erforderlich.

Bei einigen seltenen Transienten, die keine Auslegungsfälle im Genehmigungsverfahren sind, tritt ein Druck im Primärsystem bis etwa 200 bar auf. In diesem Druckbereich sind die meisten Korrelationen (zum Beispiel für Wärmeübergang, Zweiphasen-Schlupf und -Reibung) nicht experimentell verifiziert. Experimente hierzu würden eine Verbesserung der Genauigkeit der Modelle bringen.

Bei den oben erwähnten Transienten (ATWS-Fälle) wird in der Phase hohen Druckes durch die Druckhalterventile Wasser-Dampf-Gemisch und Wasser abgelassen. Ausströmmodelle für Ventile sind unter diesen Randbedingungen noch nicht verifiziert, Experimente hierzu sind in naher Zukunft geplant.

Komponentenverhalten

Ein Rechenprogramm für Transientenanalysen setzt sich aus Teilmodellen der einzelnen Primär- und Sekundärkreis-komponenten (Kern, Druckhalter, Leitungen, Ventile, Dampferzeuger) sowie aus Modellen für die eingreifenden Steuer-, Regel- und Sicherheitssysteme zusammen. Es ist auch durchaus üblich, neben dem im Gesamtmodell integrierten Teilmo-

dell einer Komponente separat ein wesentlich detaillierteres Teilmodell einzusetzen, um bestimmte Einzeleffekte oder die räumliche Auflösung zu analysieren. Ein typisches Beispiel ist das Kernmodell, das in Anlagenmodellen (ALMOD, ALMOS) eine eindimensionale Auflösung besitzt, während in einem separaten Modell dreidimensionale Darstellungen (QUABOX-HYCA) der Kerndynamik möglich sind.

Bei der Verifikation der Komponentenmodelle kann für einen Teil des relevanten Parameterbereichs auf Messungen an der Reaktoranlage (Inbetriebnahmeversuche) zurückgegriffen werden. Besonders hervorzuheben sind hier die umfangreichen Leistungsverteilungsmessungen, die zu einem sehr hohen Verifikationsstand der 3-D-Kernmodelle, auch für extreme örtliche Störungen des Leistungsprofils, geführt haben.

Experimente mit Druckhalterventilen haben dazu beigetragen, die dynamischen Ventilparameter (Öffnungs- und Schließzeiten, Verzugszeiten) auch für extreme Zustände, wie Abblasen von Wasser oder Gemisch, genauer zu bestimmen. Zum Druckhalterverhalten stehen Ergebnisse von Experimenten in verkleinertem Maßstab zur Verfügung. Diese decken jedoch nicht den gesamten interessierenden Parameterbereich ab. Für extrem starke Transienten (ATWS-Fälle) würden Experimente zum Druckhalterverhalten eine Verbesserung der Modellgenauigkeit mit sich bringen.

Dies gilt ebenfalls für das Dampferzeugerverhalten bei extremen Transienten (starker sekundärseitiger Druckanstieg, Dampfleitungsbruch). Hierfür ist bisher noch keine experimentelle Verifikation vorhanden. Deshalb wird auch in Analysen mit sehr konservativen Annahmen gerechnet. Insgesamt muß festgestellt werden, daß der Verifikation der Komponentenmodelle im Rahmen der Gesamtverifikation die größte Bedeutung zukommt.

Das Integralverhalten einer Anlage kann nur dann mit ausreichender Güte beschrieben werden, wenn die Teilmodelle (Komponentenmodelle) die erforderliche Qualität aufweisen.

Integralverhalten

Wegen des komplexen Zusammenspiels der einzelnen Systemkomponenten bei Transienten ist auch eine Verifikation des Integralverhaltens erforderlich. Einige Punkte zum integralen Verhalten der Anlage können nicht durch Komponentenexperimente allein abgedeckt werden:

- Überprüfung auf vollständige Berücksichtigung von Kopplungseffekten zwischen Komponenten,

- Überprüfung, ob die sich im integralen Verhalten einstellenden Randbedingungen an eine Komponente durch die Komponenten-Verifikation abgedeckt sind,
- Überprüfung auf sehr empfindliche Rückwirkungsmechanismen zwischen den einzelnen Komponenten, starker Einfluß kleiner Änderungen im Wärmeübergang des Dampferzeugers auf Druck im Druckhalter (hierzu können die sensitiven Parameter mit dem Rechenprogramm selbst identifiziert werden).

Bei der Verifikation des Integralverhaltens ist ein wesentlicher Unterschied zwischen Transientenprogrammen und Notkühlprogrammen hervorzuheben: Bei Transientenprogrammen ist der direkte Vergleich mit dem Verhalten der Originalanlage möglich. Dies entfällt bei Kühlmittelverluststörfällen und ist ein wesentlicher Grund dafür, daß für Kühlmittelverluststörfälle ein wesentlich größerer experimenteller Aufwand für Integraleexperimente getrieben wird.

Die Modellverifikation für Transientenmodelle an Integralexperimenten basiert auf vier Gruppen von Experimenten, die im Rahmen dieser Übersicht näher zu betrachten sind:

- Inbetriebnahmeversuche bei der ersten Inbetriebnahme einer Reaktoranlage,
- Zusatzexperimente mit absichtlichem Überschreiten vorgelagerter Grenzwerte an Reaktoranlagen,
- ungeplante Betriebsstörungen und Störfälle in Reaktoranlagen,
- Experimente in integralen Versuchsanlagen.

Eine möglichst vollständige Absicherung der Analysemethoden erfordert die Ausnutzung aller vier Möglichkeiten, da jede für sich Nachteile hat, sie in ihrer Gesamtheit aber einen optimalen Beitrag zur Modellverifikation liefern.

Die Vor- und Nachteile sind in Tafel 4 komprimiert dargestellt. Zur Verdeutlichung werden für die verschiedenen Arten der Verifikation im folgenden einige Beispiele angeführt.

Inbetriebnahme-Experimente

Während der Inbetriebnahmephase einer neuen Reaktoranlage werden bei verschiedenen Leistungsstufen absichtlich Betriebsstörungen eingeleitet, die das Eingreifen des Sicherheitssystems erforderlich machen. Diese Versuche dienen dazu, das Zusammenwirken der verschiedenen Komponenten der Reaktoranlage bei Betriebsstörungen zu über-

Tafel 4: Vor- und Nachteile von Experimenten zur Untersuchung des Integralverhaltens von Reaktoranlagen

Arten von Experimenten	Vorteile	Nachteile
1. Inbetriebnahmeversuche in Reaktoranlage	<ul style="list-style-type: none"> – keine Skalierungsprobleme – Vollständigkeit der Komponentennachbildung sichergestellt – geringe zusätzliche Kosten für Modellverifikation 	<ul style="list-style-type: none"> – begrenztes Fallspektrum – begrenzte Instrumentierung
2. Zusatzexperimente in Reaktoranlage mit Überschreiten von Grenzwerten	<ul style="list-style-type: none"> – alle Vorteile von 1. – erweiterter Parameterbereich (Fallspektrum) 	<ul style="list-style-type: none"> – schwere Störfälle ausgeschlossen – Zusatzinstrumentierung gegenüber 1. nur in begrenztem Umfang
3. Ungeplante Betriebsstörungen und Störfälle in Reaktoranlage	<ul style="list-style-type: none"> – Parameterbereich grundsätzlich nicht eingeschränkt – Bezüglich Modellverifikation fallen Kosten nur für Auswertung an. 	<ul style="list-style-type: none"> – keine systematische Fallfestlegung möglich – begrenzte Instrumentierung – begrenzte Dokumentation der Ergebnisse (zum Beispiel zeitliche Auflösung)
4. Experimente an integralen Versuchsanlagen	<ul style="list-style-type: none"> – Erweiterung des Fallspektrums bis hin zu Störfällen – Instrumentierung kann den Erfordernissen besser angepaßt werden als bei 1. bis 3. 	<ul style="list-style-type: none"> – sehr hohe Kosten – Maßstabsprobleme – Unvollständigkeit bezüglich Systemnachbildung (zum Beispiel elektrische statt nukleare Leistungserzeugung)

prüfen. Die erzielten Ergebnisse sind auch dazu geeignet, Transientenmodelle zu verifizieren. Dabei umfaßt der Verifikationsbereich Betriebsstörungen mit funktionierendem Sicherheitssystem (Ausfall Hauptwärmesenke, Notstromfall, Fehler im Speisewassersystem, Reaktivitätsstörungen), also einen großen Teil der Fälle, die im Genehmigungsverfahren analysiert werden.

Für Fälle mit Überschreiten von vorgelagerten Sicherheitsgrenzwerten (zum Beispiel Betriebsstörungen mit zusätzlichem Ausfall der ersten Schnellabschaltanregung oder mit ungünstigen Annahmen zu den Ausgangsbedingungen), die Hauptbestandteil des Genehmigungsverfahrens sind, ist die experimentelle Abdeckung durch Inbetriebnahmeversuche allein nicht vollständig möglich. Äußerst seltene Störfälle, die in Risikostudien analysiert werden (zum Beispiel mehrfache Ausfälle im Sicherheitssystem), können in Parameterbereiche laufen (zum Beispiel Systemdruck bis 200 bar), die durch Inbetriebnahmeversuche nicht abgedeckt sind.

Von verschiedenen deutschen SWR- und DWR-Anlagen wurden Inbetriebnahmeergebnisse zur Verifikation von ALMOD und ALMOS herangezogen [8, 9].

Zusatzexperimente an Reaktoranlagen

Der Verifikationsbereich bei Experimenten an Reaktoranlagen kann über die im vorigen Abschnitt behandelten Inbetriebnahmeversuche hinaus auf größere Abweichungen vom Normalbetriebszustand ausgeweitet werden. Eine deutliche Grenze ist jedoch dadurch gesetzt, daß bei planmäßigem Ablauf Schäden an der Anlage ausgeschlossen werden müssen und daß keine signifikante Erhöhung der Wahrscheinlichkeit für das Eintreten eines schweren Störfalles gegeben sein darf.

Eine Maßnahme zur Ausweitung des Parameterbereiches ist zum Beispiel die Verzögerung der ersten Schnellabschaltanregung. Solche Experimente wurden in jüngster Vergangenheit in den USA mit Erfolg durchgeführt (SWR Peach Bottom 2 und DWR Arcansas Nuclear One, Unit 2). In der Anlage Peach Bottom 2 brachte der Turbinenschnellschluß mit verzögertem Scram und verzögertem Öffnen der Umleitstation wertvolle Information zu den Kernmodellen bei starken Störungen der Moderatorreaktivität (Leistungsspitzen etwa 400 %) und zur Beschreibung der fluiddynamischen Zustände in der Dampfleitung und der Umleitstation. Einige Ergebnisse seien hier kurz dargestellt.

Im April 1977 wurden an der Anlage Peach Bottom 2 unter anderem drei Turbinenschnellschluß-(TUSA-)Tests am Ende eines Abbrandzyklus durchgeführt. Sie wurden auch mit dem SWR-Anlagen-Programm ALMOS nachgerechnet [10]. Als Beispiel wird hier nur einer dieser drei Tests herausgegriffen, um zu demonstrieren, daß mit dem oben genannten Programm eine recht gute Übereinstimmung mit Meßergebnissen erzielt wird. Bei den Experimenten wurde die Anregung zur Reaktorschnellabschaltung (RESA) vom Kriterium „Anregung der Turbinenschnellschlußventile“ so stark verzögert, daß erst durch hohen Neutronenfluß RESA ausgelöst wurde. Die stationär vor dem Versuch gefahrene Leistung betrug 47,4 % der Nennleistung. Die Scram-Anregung durch hohen Neutronenfluß lag bei 85 % der Nennleistung. Die zeitliche Reihenfolge der wichtigsten Ereignisse des Transientenablaufs ist in Tafel 5 festgehalten. Bild 9 zeigt den Verlauf des Systemdruckes, während im Bild 8 der normierte Neutronenfluß aufgezeichnet ist. Im Abschnitt „Methoden und Werkzeuge für Transientenanalysen“ wurde bereits darauf hingewiesen, daß die Nachbildung der Druckwellenausbreitung in der Dampfleitung unbedingt notwendig ist. Bild 9 ist zu entnehmen, daß die Druckstörung, die durch das Schließen der Turbinenschnellschlußventile ausgelöst wird, nach etwa 0,3 s den Reaktordruckbehälter erreicht. Aus der Moderatorrichteerhöhung folgt eine positive Reaktivitätszufuhr und die Leistung steigt stark an (Bild 8). Nach

Tafel 5: Ereignisablauf des TUSA-Tests Nr. 1 im Kernkraftwerk Peach Bottom 2 im April 1977, erstellt aufgrund der Messungen, unterstützt durch Modellrechnungen ($0 < t < 10$ s)

Zeit in s	Ereignis
0,00	Beginn des Schließens der Turbinenschnellschlußventile
0,10	Ende des Schließens der Turbinenschnellschlußventile
0,29	Druckwelle erreicht Druckbehälter
0,33	Beginn des Öffnens der Umleitstation
0,4	Beginn des Leistungsanstieges
0,57	Neutronenfluß erreicht Anregungswert für Schnellabschaltung
0,77	Neutronenfluß erreicht Maximum; Beginn der Regelstabbewegung
1,0	Fallender Neutronenfluß durchläuft Anfangswert
1,0	Systemdruck erreicht erstes Maximum
1,08	Ende des Öffnens der Umleitstation
1,5	Massenfluß durch Umleitventile wird unterkritisch
2,1	Systemdruck erreicht zweites Maximum
3,0	Beginn der Reduktion der Rezirkulationspumpengeschwindigkeit
3,1	Systemdruck erreicht drittes (größtes) Maximum
4,9	Alle Regelstäbe voll eingefahren
7,0	Automatische Abschaltung einer Speisewasserpumpe; Kühlmittelenthalpie am Kerneintritt beginnt zu steigen; gemessener Wasserspiegel erreicht Minimum
9,3	Fallender Systemdruck durchläuft Anfangswert

0,76 s erreicht der Neutronenfluß sein Maximum, welches das 4,6fache des Ausgangswertes beträgt. Die anschließende Neutronenflußreduzierung wird durch den Anstieg der Brennstofftemperatur (Doppler-Effekt), das zu diesem Zeitpunkt einsetzende Einfahren der Steuerelemente und vor allem durch das Abnehmen der Moderatorichte bewirkt. Die Hauptursachen für das Abnehmen der Moderatorichte sind das Eintreffen der Entspannungsphase der ersten Druckwelle aus den Dampfleitungen am Reaktordruckbehälter und die im Kühlmittel direkt erzeugte Leistung, die entsprechend dem starken Neutronenflußanstieg ebenfalls stark zunimmt.

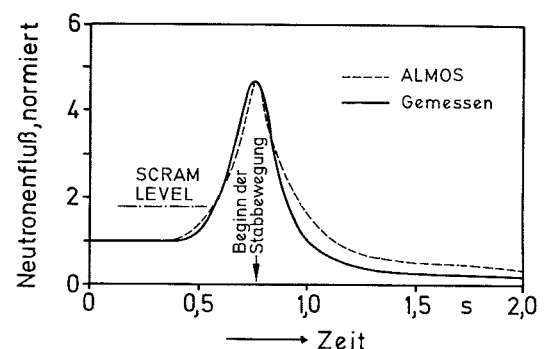


Bild 8: Turbinenschnellabschaltung im Kernkraftwerk Peach Bottom 2

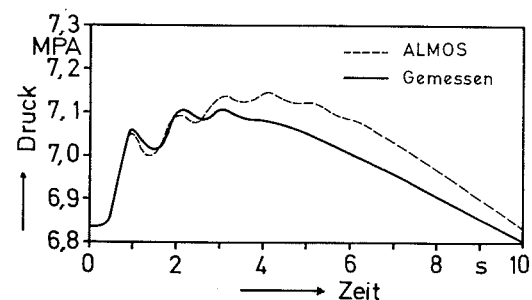


Bild 9: Turbinenschnellabschaltung im Kernkraftwerk Peach Bottom 2

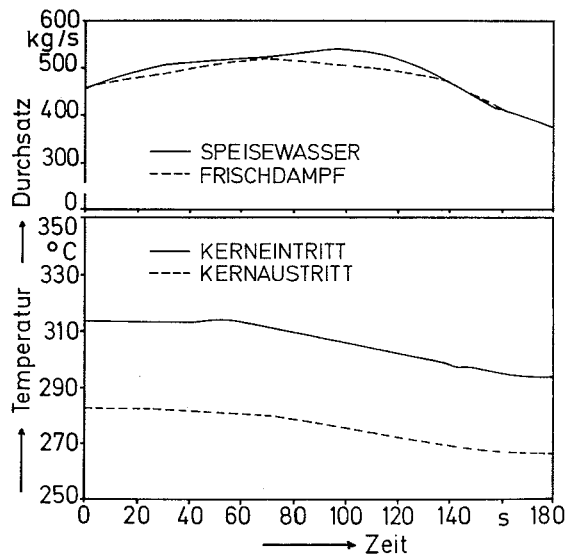


Bild 10: ALMOD: Unbeabsichtigtes Öffnen der Frischdampfumleitstation (primärseitige Temperaturen, sekundärseitige Durchsätze)

Dem Druckanstieg, der durch den Turbinenschnellschluß verursacht wird, überlagert sich eine durch Reibung gedämpfte Druckschwingung, die in der Dampfleitung angeregt wurde. Durch das Öffnen der Umleitstation und die Reduktion der Wärmeabgabe infolge der RESA sinkt der Druck nach Erreichen des Maximalwertes wieder ab. Zeitpunkt und Höhe des maximalen Druckes werden durch folgende Effekte bestimmt:

- Zeitverzug zwischen Schließen der Turbinenschnellschlußventile und dem Öffnen der Umleitventile,
- Öffnungsgeschwindigkeit der Umleitventile,
- Kapazität der Umleitventile,
- dynamische Effekte beim Öffnen der Umleitventile,
- anfängliche Dampf- und Wassermenge im System.

Anhand von Parameterstudien wurden diese Abhängigkeiten näher untersucht [10].

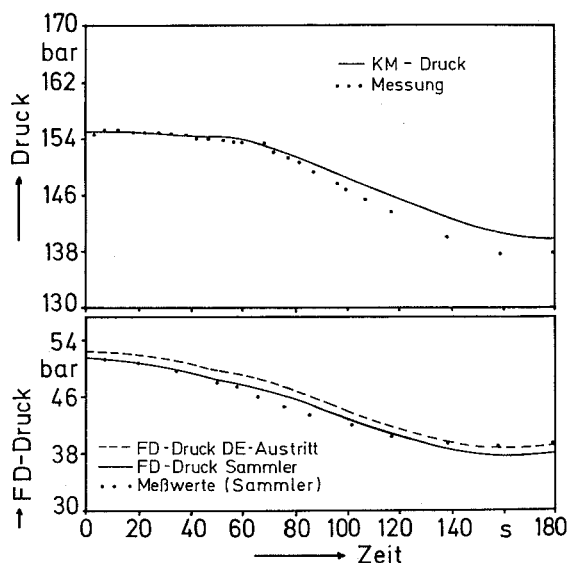


Bild 11: ALMOD: Unbeabsichtigtes Öffnen der Frischdampfumleitstation (Frischdampfdruck und Kühlmitteldruck)

Ungeplante Betriebsstörungen und Störfälle

Zu diesen Fällen können per Definition im voraus keine Angaben gemacht werden. Es können jedoch Vorsorgemaßnahmen getroffen werden, um sicherzustellen, daß bei Auftreten eines Falles eine optimale Datenerfassung erfolgt. Hier werden bezüglich der Modellverifikation hohe Anforderungen an die zeitliche Auflösung der gemessenen Variablen gestellt.

Diese Anforderungen werden bisher von den betrieblichen Einrichtungen noch nicht erfüllt. Dies hat zur Folge, daß viele aufgetretene Fälle, die der Modellverifikation dienen könnten, nicht verwertet werden können. Dabei sind nicht nur Störfälle, sondern auch bestimmte Betriebsstörungen (zum Beispiel starke Unterkühlungsstörung) von Interesse.

Trotz einer noch nicht optimalen Datenerfassung wurden aus betrieblichen Ereignissen bereits wesentliche Erkenntnisse zur Modellverifikation gezogen. Als Beispiel sei hier ein Notstromfall aus Vollast in der Anlage Biblis A genannt, der deshalb zur Code-Verifikation – auch von ALMOD – herangezogen werden konnte, weil zum Zeitpunkt des (ungewollten) Auftretens die zusätzliche Datenerfassungsanlage für Inbetriebnahmeversuche vorhanden und eingeschaltet war [8].

Aus der laufenden Betriebsüberwachung wurden aufgetretene Ereignisse auf ihre Eignung zur Modellverifikation überprüft. Einige interessante Fälle konnten nur deshalb nicht ausgewertet werden, weil die zeitliche Auflösung der Variablen für die Verifikation nicht ausreichend war.

Zu einer Unterkühlungstransiente, die sich in einer typischen deutschen DWR-Anlage ereignete, existieren aber doch einige auswertbare Aufzeichnungen. Deshalb wurde diese Transiente mit dem DWR-Anlagenmodell ALMOD nachgerechnet. Unterkühlungstransienten kommt eine besondere Bedeutung zu, weil sie dazu dienen, die Annahmen zu den Lastfällen für die festigkeitsmäßige Auslegung von Komponenten des Kühlsystems zu überprüfen.

Durch einen Fehler in der FD-Drucksollwertführung kam es zum Öffnen der Frischdampfumleitstation (FDU). Die Öffnungszeit betrug etwa drei Minuten. Durch einen weiteren Fehler im hydraulischen Teil eines Umleitventils öffneten nur zwei von drei Ventilen.

Die erhöhte Dampfentnahme aus dem Sekundärsystem bewirkte eine starke Unterkühlung im Primärkreis. Diese Unterkühlung und das Ausfahren von Steuerstäben aufgrund eines Ausfahrbefehls der Kühlmitteltemperaturregelung verursachten zunächst eine Leistungserhöhung, bis der Ansprechwert der Reaktorleistungsbegrenzung (L-RELEB) erreicht wurde. Dadurch wurden Einfahrbefehle auf die L- und D-Bänke gegeben. Weil die Stäbe relativ tief eingefahren worden waren, kam es zum Ansprechen der Peak-Unten-RELEB. Die entsprechende Maßnahme (L-Bank-Tiefhalt) blieb jedoch unwirksam, weil nach wie vor infolge hoher korrigierter Reaktorleistung die L-RELEB anstand. Nach etwa 139 s kam es – vermutlich ausgelöst durch zu hohe Differenz Reaktorleistung-Generatorleistung – zu einem Stabeinwurf (STEW). Durch Zufahren der Frischdampfumleitventile von Hand wurde die Transiente beendet.

Die Bilder 10 und 11 zeigen die wichtigsten Verläufe der mit ALMOD errechneten Zustandsvariablen und soweit vorhanden die im Vergleich dazu aufgezeichneten gemessenen Kurven. Für die Rechnung wurde der dem Meßprotokoll entnommene Frischdampfdurchsatz vorgegeben (Bild 10). Es ist festzustellen, daß die Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung sehr zufriedenstellend ist. Hervorzuheben ist, daß der Verlauf der einzelnen Variablen ganz wesentlich von der Abkühlung im Dampferzeuger und vom Eingreifen der Kernregelung bzw. der Reaktorleistungsbegrenzung bestimmt wird, daß es also darauf ankam, an diesen

Stellen eine gute Übereinstimmung zwischen den tatsächlich abgelaufenen Vorgängen auf der Anlage und den errechneten Verläufen zu erzielen.

Unter diese Klasse von ungewollten Ereignissen ist natürlich auch der TMI-Störfall zu nennen. Aufgrund der sehr intensiven Auswertung dieses Falles konnten auch Meßergebnisse bereitgestellt werden, die sich zur Verifikation von Transientenmodellen eignen. Insbesondere diente der Fall zur Verifikation von Druckhaltermodellen bei absinkendem Kühlmitteldruck. Mit dem Code ALMOD konnte die Anfangsphase bis zum Überschreiten seines Gültigkeitsbereichs (der TMI-Fall war bekanntlich ein Kühlmittelverluststörfall, der den Einsatzbereich von Transientenmodellen überschreitet) gut wiedergegeben werden [11].

Experimente in integralen Versuchsanlagen

Mit den bisher erwähnten Arten von Experimenten kann noch nicht der gesamte Parameterbereich der Transientenanalysen abgedeckt werden. Für Ereignisse mit extremen Zuständen im Kühlsystem (äußerst seltene Ereignisse, zum Beispiel Ausfall der Schnellabschaltung oder Ausfall der gesamten Speisewasserversorgung, das heißt einschließlich Not-speisewasser) ist die Absicherung durch Experimente noch nicht vollständig. Für den DWR sind zum Beispiel die folgenden Vorgänge zu nennen:

- hoher Druck im Kühlsystem,
- Abblasen von Wasser durch Sicherheitsventile,
- zweiphasiger Naturumlauf bei hohem Druck, Starten eines unterbrochenen Naturumlafs,
- Wärmeabfuhr allein über Druckhalterventile bei ausgefallener Speisewasserversorgung.

Diese Phänomene können teilweise in Komponenten-Versuchsständen untersucht werden.

Für einige Phänomene, bei denen das Zusammenwirken der Komponenten von Bedeutung ist (zum Beispiel Naturumlaufverhalten), könnten Integraleexperimente empfehlenswert sein. Zur Zeit werden die für Kühlmittelverluststörfälle konzipierten Integral-Anlagen (Semiscale, LOFT, LOBI, PKL) auf ihren möglichen Einsatz für Transientenexperimente überprüft. In der LOFT-Anlage wurden bereits einige Transienten-Experimente durchgeführt, um die grundsätzliche Eignung der Anlage für solche Tests zu ermitteln. Diese Experimente waren als Orientierung gedacht und stellen noch keine wesentliche Bereicherung der Modellverifikation dar, weil vergleichbare Fälle auch Bestandteil von Inbetriebnahmeversuchen an der Großanlage sind. Deren Auswertung ist frei von Problemen der Übertragbarkeit (zum Beispiel Maßstabsproblem). Wesentlich wichtiger als die bisher durchgeführten Transiententests sind die in Zukunft geplanten Versuche mit der Unterdrückung von Funktionen des Sicherheitssystems (zum Beispiel ATWS).

Die LOFT-Anlage entspricht in ihren wesentlichen Teilen einer kommerziellen Anlage, allerdings in einem verkleinerten Maßstab, der etwa 1:50 beträgt. Sie hat auch nur einen Loop, der den tatsächlichen Gegebenheiten in kommerziellen Anlagen entspricht, während der zweite Loop im wesentlichen zur Simulation von Störfällen diente (insbesondere Kühlmittelverluststörfälle), so daß man in diesem zum Beispiel auf einen kompletten Dampferzeuger verzichten konnte. Die Anlage hatte für erste Versuchsreihen einen elektrisch beheizten Kern und bekam später für die weiteren Versuchsreihen einen nuklear beheizten Kern mit einer thermischen Leistung von 50 MW.

Einige der bisherigen Versuche wurden mit ALMOD nachgerechnet, um sicherzustellen, daß die Abbildung des Verhaltens der LOFT-Anlage mit ALMOD keine grundsätzlichen Schwierigkeiten bereitet.

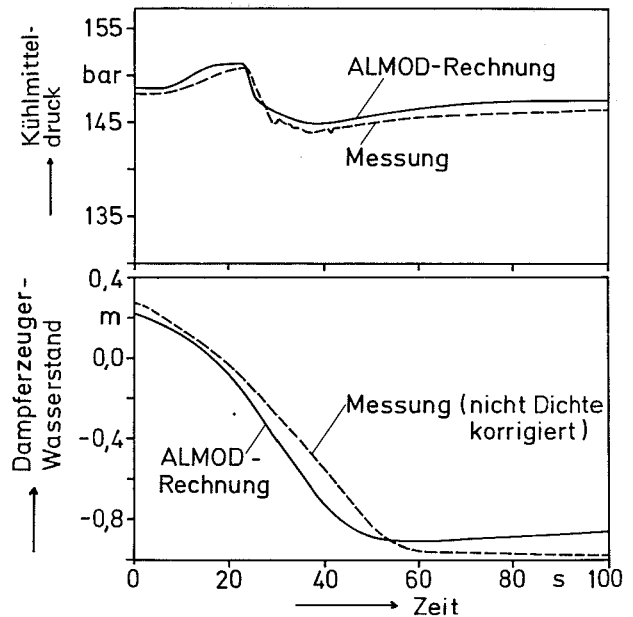


Bild 12: LOFT L6-5 (Loss of Feedwater)

Beispielhaft soll dies am Versuch L6-5 demonstriert werden. Mit diesem Experiment wurde durch Abschalten der Hauptspeisewasserpumpen und Schließen der Speisewasserventile der Ausfall der Speisewasserversorgung simuliert. Reaktorschnellabschaltung erfolgte nach etwa 24 s durch niedrigen Dampferzeugerwasserstand. Dies entspricht den Gegebenheiten auf kommerziellen Anlagen. Auch hier zeigen die in Bild 12 aufgezeichneten Variablen gute Übereinstimmung zwischen Messung und ALMOD-Rechnung.

Man darf dieses Ergebnis jedoch nicht überbewerten, da es sich hier nur um eine relativ schwache Drucktransiente handelte, die keine Ausweitung des Parameterbereiches gegenüber Inbetriebsetzungs-Versuchen darstellte. Für die Modellverifikation wesentlich interessanter werden die geplanten ATWS-Versuche sein.

Zusammenfassung

Mit diesem Überblick konnte die Problematik der Transientenanalysen und ihrer Rechenmethoden sicher nicht erschöpfend dargelegt werden. Es kam uns darauf an, aufzuzeigen, daß die Randbedingungen zu einer Transientenanalyse und der zu ihrer Durchführung erforderliche Aufwand von ihrer Zielsetzung abhängen.

Wenn jemand zu einer speziellen Fragestellung eine sichere Aussage zur Einhaltung vorgegebener Grenzwerte abgeben muß, so besteht zwar die Möglichkeit, den zu erbringenden Aufwand unter Inanspruchnahme von Sicherheitszuschlägen zu verringern. Es besteht jedoch die Gefahr, daß man auf diese Weise die Verringerung eines speziellen Risikos damit erkaufte, daß sich ein Teilrisiko an anderer Stelle vergrößert. Es ist also erstrebenswert, möglichst genaue Angaben über die Auswirkungen eines Ereignisses zu bekommen. Dazu ist es erforderlich, die Einwirkung der verschiedenen Systeme auf die zu analysierenden Ereignisabläufe im Detail zu analysieren.

Weiterhin wurde beispielhaft auf einige physikalische Phänomene hingewiesen, die die Ergebnisse einer Transientenanalyse beeinflussen, und ihre theoretische Behandlung aufgezeigt (Leistungserzeugung im Kühlmittel und Druckwellenausbreitung in der Dampfleitung beim SWR, Kondensation

an den Sprühtröpfchen im Druckhalter und Zwei-Phasen-Korrelation im Dampferzeugermodell beim DWR). Die Überprüfung ihrer modellmäßigen Handhabung ist in die Verifikation des Rechenmodells mit einzubeziehen.

Deshalb muß die Verifikation eines Modells nach der Durchführung der formalen Tests (zum Beispiel Bilanzen) stufenweise erfolgen, beginnend mit der Überprüfung der thermohydraulischen Korrelationen. Anschließend erfolgt die Überprüfung des Komponenten- und schließlich des Integralverhaltens.

Zu diesen Phasen der Verifikation wurden zur Verdeutlichung einige ausgewählte Beispiele gezeigt. Über das Maß an Vollständigkeit der Modellverifikation lassen sich aus diesen Beispielen natürlich keine Schlußfolgerungen ziehen. Hierzu wäre eine Darstellung aller Aktivitäten auf diesem Gebiet sowohl im Rahmen von Forschungsvorhaben als auch im Genehmigungsverfahren erforderlich. Faßt man all diese Aktivitäten zusammen, so kann man – etwas vereinfacht – feststellen:

- Für die Transienten, die im Genehmigungsverfahren zum Zwecke der Überprüfung der Grenzwerte zur Auslösung sicherheitstechnischer Maßnahmen zu analysieren sind, sind die analytischen Methoden weitgehend experimentell abgesichert, besonders bezüglich der thermohydraulischen Korrelationen und des Integralverhaltens der Reaktoranlagen für Betriebsstörungen (Inbetriebnahmeversuche). Verbleibende Unsicherheiten werden durch entsprechende Sicherheitszuschläge abgedeckt. In Teilgebieten (zum Beispiel Dampferzeugerverhalten) sind Verbesserungen der Genauigkeit durch weitere Experimente möglich und wünschenswert.
- Für seltene Ereignisse mit großen Abweichungen vom Normalbetriebszustand (zum Beispiel vollständiger Ausfall der Schnellabschaltung oder der Sekundärseite eines Druckwasserreaktors), die beispielsweise in Risikostudien analysiert werden, muß die experimentelle Absicherung der Modelle noch vervollständigt werden (sehr hoher Kühlmitteldruck, hoher Durchsatz in der Volumenausgleichsleitung, Abbruch des Naturumlaufs nach vollständigem Ausfall der Sekundärseite). Wo eine experimentelle Absicherung der Modelle fehlt, werden Aussagen in den Analysen mit entsprechend großen Sicherheitszuschlägen gemacht. In naher Zukunft sind Experimente zur Absicherung der Analysemethoden in diesen erweiterten Parameterbereichen vorgesehen, zum Beispiel ATWS-Versuche zum Integralverhalten in der LOFT-Anlage oder Ventilversuche im Originalmaßstab unter ATWS-Bedingungen (RS 240 des BMFT).

Einer vollständigen Absicherung der Analysemethoden für alle nur denkbaren Ereignisabläufe durch Experimente sind natürlich Grenzen gesetzt, nicht nur durch Kosten- und Zeitbegrenzungen, sondern auch durch sicherheitstechnische

Grenzen selbst. Eine solche vollständige Absicherung durch Experimente ist jedoch nicht erforderlich, weil mit den Analysemethoden selbst verbesserte Aussagen erzielt werden können. Hierzu gehören Empfindlichkeitsstudien, Parameter- und Maßstabsextrapolationen sowie der Vergleich verschiedener Rechenprogramme (Benchmark-Rechnungen). Die Behandlung solcher Aufgabenstellungen ist zwar nicht Bestandteil der vorliegenden Abhandlung, ihr muß jedoch im Rahmen der Verbesserung der Aussagesicherheit von Analysemethoden neben den Experimenten ebenfalls Beachtung geschenkt werden. Solche Studien führen nicht nur zu verbesserten Aussagen in Bereichen, die nicht experimentell abgedeckt sind, sie können auch ganz wesentlich dazu beitragen, durchzuführende Experimente genau zu spezifizieren und damit solche Experimente zu unterlassen, die sich nachträglich als wenig aussagekräftig herausstellen könnten.

Schrifttum

- [1] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Hauptband – Hrsg. BMFT, Bonn, 1979, Verlag TÜV Rheinland, Köln.
- [2] Reaktor-Sicherheitskommission: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, 24. Januar 1979, Druck und Versand: GRS Köln.
- [3] Frisch, W., A. Höld, R. Meißner und K.-D. Schmidt: ALMOD 2 – Nichtlineares Anlagenmodell zur Simulation von Störfällen in Druckwasserreaktoren, Modellbeschreibung August 1978 (unveröffentlicht)
- [4] Höld, A.: A Theoretical Model for the Calculation of Large Transients in Nuclear Natural-Circulation; U-Tube Steam Generator (Digital Code UTSG), Nuclear Engineering and Design 47 (1978).
- [5] Meißner, R.: Druckhaltermodell zur Simulation von Betriebsstörungen in Druckwasserreaktoranlagen. MRR 154, Januar 1976.
- [6] Brown, G.: Heat Transmission by Condensation of Steam on a Spray of Water Drops. Proceedings of General Discussion on Heat Transfer, Inst. Mech. Engineers, 1951, pp. 49/52.
- [7] Lekic, A., and J.D. Ford: Direct Contact Condensation of Vapour on a Spray of Subcooled Liquid Droplets. Int. J. Heat Mass. Transfer, Vol. 23 (1980), pp. 1531/7.
- [8] Frisch, W., and R. Meißner: The Significance of Extended PWR Plant Models in Transient Analysis. ANS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Sun Valley, Idaho, 1977.
- [9] Ullrich, W., W. Frisch u.a.: Untersuchungen von Betriebsstörungen bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) und anderer ausgewählter Sicherheitseinrichtungen. IRS-W-22, September 1976.
- [10] Frisch, W., R. Gill und K. Hornyik: Analyse der Turbinenschnellschlußtransienten des Peach-Bottom-2-SWR mit dem Programm ALMOS. Atomkernenergie Kerntechnik 4, Bd. 35 (1980).
- [11] Farber, G., W. Frisch, P. Kafka, J. Keusenhoff, E. Lindauer und W. Müller: Auswertung des Störfalls vom 28.3.1979 im Kernkraftwerk Three Mile Island 2, Nov. 1979 (unveröffentlicht).
- [12] Langenbuch, S., W. Maurer und W. Werner: Coarse-Mesh Flux-Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large LWR Cores. Nuclear Science and Engineering 63 (1977), S. 437/56.

Diskussion

J. B o h n s t e d t (Allianzzentrum für Technik, Ismaning):

Herr Meißner, haben Sie schon untersucht oder haben Sie eine Vorstellung, wie sich dauernde Einflüsse des Betriebs auf die Systemparameter und damit auf die Transienten auswirken? Ich denke zum Beispiel an Ablagerungen auf der Sekundärseite der Dampferzeugerrohre (wastage, fouling)?

R. M e i ß n e r (GRS):

Es gibt natürlich zahlreiche Einflüsse auf Systemparameter, die aus dem Betrieb einer Reaktoranlage resultieren. Erinnert

sei zum Beispiel an die Einflüsse des Abbrandzustands auf die Moderatorrückwirkung oder auf die Reaktivität des Reaktors, wobei der Reaktivitätsverlust durch eine Verringerung des Borsäuregehalts kompensiert wird, was wiederum die Moderatorrückwirkung beeinflusst. Derartige Einflüsse wurden in der Vergangenheit eingehend untersucht und die daraus resultierenden Erfahrungen wurden in unseren Analysen berücksichtigt. Schwieriger ist es, in Transientenanalysen den Einfluß von Ablagerungen auf der unteren Gitterplatte im Dampferzeuger zu berücksichtigen, solange durch diese Ablagerungen noch keine Heizrohrleckagen hervorgerufen

wurden; denn undichte und infolgedessen zugestopfte Heizrohre kann man durch eine Reduzierung der Wärmeaustauschfläche berücksichtigen. Die Schwierigkeit, Ablagerungen rechnerisch zu erfassen, ergibt sich daraus, daß man zum einen bis heute kein zuverlässiges „Bildungsgesetz“ ableiten kann, das heißt, man weiß nicht, welche Mengen Schlamm sich pro Zeiteinheit an welchen Stellen ablagern, und daß man weiterhin den Einfluß der Ablagerungen auf den Wärmeübergang rechnerisch nicht bestimmen kann, da die physikalischen Eigenschaften (Wärmeleitung, Wärmeübergang, Wärmespeicherung) dieser Ablagerungen nicht bekannt sind.

Andererseits glauben wir nicht, daß die Nichtberücksichtigung des Einflusses von Ablagerungen im Dampferzeuger das Ergebnis einer Transientenrechnung in nicht mehr zu akzeptierendem Maße verfälscht. Mit Hilfe einer Parametervariation (Wärmeaustauschfläche) kann man herausfinden, wie sich Ablagerungen qualitativ und mit Einschränkungen auch quantitativ auswirken.

K. K i e t z e r (RW-TÜV, Essen):

Unsicherheiten in den Ergebnissen von Analysen sollen durch Sicherheitszuschläge „abgedeckt“ werden. Durch zu hohe Sicherheitszuschläge kann das gute Ergebnis einer „best estimate“-Rechnung zunichte gemacht werden.

Bestehen schon konkrete Vorstellungen darüber, wie hoch die Sicherheitszuschläge sein sollen, wo sie anzubringen sind – am Endergebnis, am Zwischenergebnis – und sofern gezielte Zuschläge erfolgen, wie diese Zuschläge insgesamt zu erfassen und zu bewerten sind?

Sind einzelne Fehler nach dem Fehlerfortpflanzungsgesetz zusammenzufassen, oder sind sie multiplikativ zu einem Gesamtfehler zu erfassen?

Das Problem Sicherheitszuschläge scheint aus heutiger Sicht noch erhebliche Untersuchungen zu erfordern.

R. M e i ß n e r (GRS):

Zunächst einmal hängt die Größe und Art eines oder mehrerer Sicherheitszuschläge in einer Rechnung von der Art der zu rechnenden Transienten ab. Außerdem ist es sinnvoll, nicht erst am Ende einer Rechnung das erzielte Ergebnis mit Sicherheitszuschlägen zu beaufschlagen, sondern schon bei der Eingabe, das heißt bei der Erstellung der Eingabedaten für jene Phänomene, von denen man weiß, daß ihre analytische Beschreibung für den erwarteten Parameterbereich noch nicht ausreichend verifiziert wurde, entsprechende und angemessene (Erfahrung) Sicherheitszuschläge zu berücksichtigen. So wird es bei uns beispielsweise gehandhabt, wenn es darum geht, die Abblasekapazität der primärseitigen Abblase- und Sicherheitsventile mit Hilfe eines homogen isentropen Modells zur Bestimmung der kritischen Massenstromdichte zu berechnen. In diesem Fall wird der Ventilquerschnitt mit einem erfahrungsbedingten Einschnürungsfaktor zwischen 0,8 und 0,9 multipliziert, wobei der kleinere Faktor bei Druckanstiegstransienten mit einem bestimmungsgemäßen Ansprechen der Ventile gewählt wird, wenn man sehr konservativ rechnen will. Ein anderes Beispiel ist der 20%ige Zuschlag auf die Nachzerfallswärme bei Rechnungen mit der Nachzerfallskurve nach ANS.

Ein Ergebnis nachträglich mit einem Sicherheitszuschlag zu behaften, ist zum Beispiel dann sinnvoll, wenn man die Frage beantworten soll, ob bei einer bestimmten Transiente ein Druckhalterventil anspricht oder nicht, und wenn die Rechnung besagt, daß der Ansprechdruck knapp verfehlt wird. In diesem Fall wird man die gestellte Frage so beantworten, daß

man das Ansprechen eines Druckhalterventils unter den gegebenen Bedingungen (die im allgemeinen nicht unumstößlich fixierbar sind) nicht ausschließen kann.

Sicherheitszuschläge nach einem Fehlerfortpflanzungsgesetz oder multiplikativ zusammenzufassen, ist äußerst problematisch, weil man nur in ganz seltenen Fällen voraussagen kann, wie sich eine oder mehrere Modellunsicherheiten unter Berücksichtigung der diversen Rückwirkungsmechanismen auf das Ergebnis einer Transientenrechnung auswirken. Es ist zum einen sehr unwahrscheinlich, daß sich im Falle mehrerer Unsicherheiten alle Unsicherheiten in gleicher Richtung auswirken, und zum anderen kann der Einfluß einer Modellunsicherheit auf die verschiedenen Zustandsgrößen durch die einer Reaktoranlage inhärenten Nichtlinearitäten (zum Beispiel Ansprechen von Druckhalterventilen oder anderen Schutzaktionen) im Hinblick auf erreichte Maximalwerte ohne Auswirkung bleiben. Ein Fehlerfortpflanzungsgesetz ließe sich nur aus sehr umfangreichen und allumfassenden Transientenanalysen mit einem Anlagenmodell ableiten, wobei aber auch hier wieder die Größe eines Fehlers eine unbekannte Variable wäre.

Aber es ist richtig, darauf hinzuweisen, daß die Sicherheitszuschläge zwecks ihrer Quantifizierung noch einer genaueren Untersuchung unterzogen werden sollten.

E. H i c k e n (GRS):

Haben Sie Schwierigkeiten, Daten über Störfälle von den Betreibern zu erhalten?

Wie stehen die Betreiber zu dieser Frage?

R. M e i ß n e r (GRS):

Bei den Daten zu Störfallrechnungen unterscheiden wir zwischen Basisdaten und Detailinformationen zu einem konkreten Störfallablauf. Mit den Basisdaten sind jeweils die kompletten Anlagendatensätze einer bestimmten Anlage gemeint (Physik, Geometrie, Regelungen). Zu den Detailinformationen gehören der Anlagenzustand bei Störfalleintritt einschließlich Vorgeschichte und alle Angaben zum Störfallablauf selbst (Zeitverläufe aller wichtigen Zustandsvariablen, System- und Operateureingriffe) einschließlich aller Mitteilungen zu Vorgängen, die Abweichungen vom vorhergesagten Störfallablauf darstellen.

Die Basisdatenbeschaffung erfolgte bei uns bislang stets in Verbindung mit einem Auftrag, der entweder aus dem Genehmigungsverfahren oder aus der deutschen Risikostudie kam. Schwierigkeiten bestanden dann im wesentlichen darin, die Vollständigkeit der Daten sicherzustellen. Dies gilt insbesondere für sekundärseitige Anlagendaten (Regelungen). Zugänglichkeitsprobleme gab es auch deshalb, weil viele Daten Firmengeheimnisse darstellen.

Bei den Detailinformationen zu einem bestimmten Transientenablauf ergab sich häufig das Problem der vollständigen Verfügbarkeit. Teilweise entstanden Probleme daraus, daß Aufzeichnungsgeräte während einer Transiente ausfielen oder für unsere Analyse wertvolle Daten von vornherein nicht so aufgezeichnet wurden, daß sie ausgewertet werden konnten. Anfänglich manchmal ungenaue oder unzureichende Informationen resultierten auch daraus, daß beim Betreiber nicht gleich alle Detailinformationen präsent waren. Insgesamt kann jedoch gesagt werden, daß uns die komplette Datenbeschaffung durch technische Hilfsmittel und verstärkte Unterstützung durch Betreiber und Hersteller noch deutlich spürbar erleichtert werden könnte.

Neuere Analysen des Spaltproduktverhaltens nach einem Kühlmittelverlust-Störfall

Von F. Lange, H. Friederichs, W. Ullrich und J.P. Hosemann¹⁾

Kurzfassung

Die Freisetzung von Spaltprodukten aus defekten Brennstäben beim Kühlmittelverlust-Störfall wird diskutiert. Dabei ist zwischen der kurzfristigen Berstfreisetzung und dem längerfristigen Auslaugen von Spaltprodukten nach Wiederfluten des Kernes zu unterscheiden. Es wird ein Modell vorgestellt, das diesen beiden Freisetzungsarten Rechnung trägt und die Spaltproduktkonzentration in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre und im Sumpfwasser bilanziert. Für das radiologisch dominierende Jod wird der gegenwärtige Kenntnisstand zu den verschiedenen Parametern des Modells diskutiert. Es werden Parameterwerte vorgeschlagen, die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens bei konservativer Betrachtungsweise angewandt werden können.

Abstract

The release of fission products from defective fuel rods in the course of a loss-of-coolant accident is discussed. It has to be distinguished between the short-term burst release and the long-term leaching of fission products after reflooding of the core. A model is presented which takes account of these two release modes and which quantifies the concentration of fission products in the containment atmosphere and in the sump water. The present state of knowledge of the different parameters of the model is discussed for the radiologically most significant iodine. Conservative parameter values are proposed which could be used in the licensing procedure.

Einleitung

Während des Betriebes von Kernkraftwerken baut sich im Reaktorkern ein erhebliches Inventar an radioaktiven Stoffen auf, vor dem die Umwelt zuverlässig geschützt werden muß. Untrennbar verbunden mit der zivilen Nutzung der Kernenergie ist daher von Anfang an eine umfangreiche Reaktorsicherheitsforschung. Ergebnisse dieser Forschung führen einerseits zur Verbesserung von Konzepten, Systemen und Komponenten, andererseits zur verbesserten Quantifizierung der Ergebnisse von Zuverlässigkeits- und Risikoanalysen.

Eine zentrale Rolle kommt solchen Sicherheitsanalysen insbesondere auch für das Genehmigungsverfahren zu. Der § 28.3 der Strahlenschutzverordnung fordert den Nachweis, daß in der Umgebung eines Kernkraftwerkes auch im ungünstigsten Störfall bestimmte Dosisgrenzwerte nicht überschritten werden. Derzeit enthalten Leitlinien der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) Angaben zur Behandlung des Kühlmittelverlust-Störfalles. In Vorbereitung sind Leitlinien des Bundesministers des Innern zum § 28.3 StrlSchV. Diese legen die Störfälle fest, gegen die die Anlage auszuliegen ist und machen Angaben zu den Verfahren und den zugrunde zu legenden Annahmen, mit denen Störfallfolgen zu ermitteln sind. Es ist wichtig, sich die Reaktorsicherheitsforschung einerseits und die im Genehmigungsverfahren geforderten Sicherheitsanalysen andererseits als ein dynamisches, sich entwickelndes System vorzustellen. Eine Erweite-

rung oder Präzisierung des Kenntnisstandes im Bereich der Forschung wird im Laufe der Zeit auch eine kritische Prüfung der Sicherheitsanalysen nach sich ziehen. Neue Erkenntnisse zum Spaltproduktverhalten und zur Spaltproduktfreisetzung bei normalem Betrieb und bei Störfällen werden sich in einer Präzisierung entsprechender Modelle und relevanter Parameter niederschlagen.

Im folgenden soll versucht werden, für den konkreten Fall eines Kühlmittelverluststörfalles eine Vorstellung zu vermitteln über den gegenwärtigen Stand der Erkenntnisse und der Diskussion zum Verhalten von Spaltprodukten. Dabei werden folgende Fragen im Vordergrund stehen:

- Welche Konsequenzen können sich aus neueren Ergebnissen und Überlegungen zur Spaltproduktfreisetzung für das Genehmigungsverfahren ergeben?
- Gibt es neuere Erkenntnisse, die so gut gesichert sind, daß sie sich in dem Genehmigungsverfahren, zum Beispiel in Leitlinien, niederschlagen können?

Bezieht man die Ingestion als Expositionspfad im Rahmen des § 28.3 mit ein, so liefert nach gegenwärtigem Kenntnisstand das Jodisotop 131 den dominierenden Beitrag. Die ausgezeichnete Rolle, die unter den Spaltprodukten dem Jod zukommt, hat sich gerade in letzter Zeit in vielen Diskussionen und Veröffentlichungen über sein Freisetzungsverhalten aus defekten Brennstäben und seine Rückhaltung an nachgeschalteten Barrieren niedergeschlagen, auch in der Tagespresse. Inwieweit Fakten und Erkenntnisse, insbesondere zum Verhalten von Jod, bereits vorliegen, die für das Genehmigungsverfahren von Bedeutung sind, ist daher eine aktuelle Frage.

Freisetzungsvorgänge beim Kühlmittelverlust-Störfall

Wir werden eine kurze Skizzierung des Ablaufes eines Kühlmittelverlust-Störfalles mit doppelndigem Bruch im kalten Strang im Hinblick auf die Spaltproduktfreisetzung voranstellen.

Auf den Bruch der Hauptkühlmitteleitung zur Zeit $t = 0$ folgt eine sehr schnelle Druckentlastung bis zum Sättigungsdruck. Die Blowdown-Phase, gekennzeichnet durch vehementes Verdampfen und Ausströmen von Kühlmittel und Dampf aus der Bruchöffnung, setzt ein. Nach drei bis fünf Sekunden erfolgt der Gebäudeabschluß durch Schnellschlußklappen.

Sofort mit Störfalleintritt geht die Wärmeabfuhr an den Hüllrohroberflächen um Größenordnungen zurück. Die im Brennstoff gespeicherte Wärme, die jetzt nicht mehr schnell genug abgeführt wird, führt zu einem sehr schnellen Anstieg der Hüllrohrtemperaturen (Bild 1). Als Funktion der Zeit ist der Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur für verschiedene Leistungsfaktoren aufgetragen. Man erkennt den großen Einfluß der Stableistung auf die maximalen Hüllrohrtemperaturen. Da gleichzeitig mit der Temperaturexkursion des Hüllrohrs der Außendruck sehr schnell abnimmt, kann die hohe Innendruckbelastung durch das Füllgas und durch Spaltgase zum Bersten von Hüllrohren führen. Die höchstbelasteten Brennstäbe werden noch während der Blowdown-Phase versagen. Beim Bersten werden das Füllgas, die Spaltgase und andere Spaltprodukte, soweit sie gasförmig im Gap vorliegen, innerhalb weniger Sekunden ausströmen. Soweit dies während der Blowdown-Phase passiert, werden die freigesetzten Spaltstoffe von den Wasser- und Dampfmassen in

¹⁾ Dr.rer.nat. Florentin Lange, Dr.rer.nat. Hans-Günter Friederichs und Dipl.-Phys. Walter Ullrich sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der GRS; Dr.-Ing. J. Peter Hosemann, Kernforschungszentrum Karlsruhe.

das untere Plenum des Druckbehälters und den Ringraum (downcomer) aufwärts zur Bruchstelle mitgerissen und gelangen so in den Sicherheitsbehälter. Nach etwa 20 s ist der Druck im Reaktordruckbehälter auf 25 bis 30 bar abgefallen und die Notkühlung aus den Druckspeichern setzt ein. Das Kühlwasser aus den Druckspeichern wird sowohl durch die heißen als auch die kalten Stränge eingespeist. Nach etwa 30 s ist die Blowdown-Phase beendet. Es besteht Druckausgleich zwischen Reaktordruck- und Reaktorsicherheitsbehälter. 300 bis 400 m³ Primärkühlmittel, davon rund 40 % als Dampf, sind in den Sicherheitsbehälter gelangt. Der Druck liegt dort um 4 bar, die Temperatur der Dampfatmosfera um 130 °C.

Am Ende des Blowdown muß angenommen werden, daß der Reaktordruckbehälter praktisch ohne Wasser ist. Es beginnt die Refill-Phase, die bis etwa 45 Sekunden dauert. Zu diesem Zeitpunkt erreicht der Wasserspiegel die Kernunterkante. Die anschließende Reflood-Phase überstreicht die Wiederauffüllphase, bis alle Stäbe wieder benetzt sind (siehe Temperaturverlauf der Hüllrohroberflächen).

Der Temperaturanstieg im Bereich der Refill- und Reflood-Phase kann zum Versagen von mittelbelasteten Brennstäben führen. Nachdem die Unterkante des Kernbehälters geflutet ist, können beim Bersten freigesetzte gasförmige Spaltprodukte nur noch über den langen Weg durch den heißen Strang und den Dampferzeuger des geborstenen kalten Stranges zur Bruchstelle gelangen. Sowohl mit der Schwallströmung der Heißeinspeisung als auch dem mitgerissenen Wasser des Primärkreislaufes besteht guter Wasserkontakt. Dies wird für die Rückhaltung von Spaltprodukten wie Jod von erheblicher Bedeutung sein. Hinzu kommt, daß das oberhalb des Kernes aus den heißen Strängen eingespeiste kalte Wasser eine Temperatur- und Drucksenke darstellt. Diese führt zu einer gerichteten Dampfströmung und teilweisen Kondensation des im Kern entstehenden Wasserdampfes im oberen Plenum. Gasförmig freigesetzte Spaltstoffe werden mit dem Dampf zu den Wasserschwällen der Heißeinspeisung mitgerissen.

Soweit Brennstäbe während der Refill-Phase bersten, bevor das Kühlwasserniveau die Unterkante des Kernbehälters erreicht hat, können gasförmig freigesetzte Spaltstoffe wegen des Druckgefälles zwischen den im Reaktorkern entstehenden großen Dampfmenen und dem Sicherheitsbehälter auch durch den Ringraum (downcomer) zusammen mit Wasserdampf direkt zur Bruchstelle strömen. Aber auch auf diesem Weg wird aufgrund der hochturbulenten Strömung guter Wasserkontakt bestehen, auch mit aus den kalten Strängen eingespeistem Wasser.

Soweit es sich nicht um Edelgase handelt, liegen die Spaltprodukte, die sich im Gap befinden, ganz überwiegend in nicht flüchtiger Form vor. Sie befinden sich bevorzugt auf den Oberflächen des Hüllrohrs. Wegen der komplexen Zusammensetzung des im Gap vorliegenden Vielstoffsystems sind neben dem Vorliegen in elementarer Form auch die verschiedensten chemischen Verbindungen zu erwarten. Nach dem Fluten der Berststelle können Spaltprodukte durch Auslaugen aus dem Gap ins Kühlmittel und dann über die Bruchstelle in den Reaktorsicherheitsbehälter gelangen. Frühestens nach zehn Minuten wird das Wasser an den Heißeinstäben Sättigungstemperatur unterschreiten und kann damit in zunehmendem Maße über die Berststelle in das Gap eindringen. Durch Diffusion und möglicherweise direktes Auswaschen gelangen vom eindringenden Wasser gelöste Spaltstoffe aus dem Gap in den Primärkreislauf und schließlich in den Sumpf des Sicherheitsbehälters.

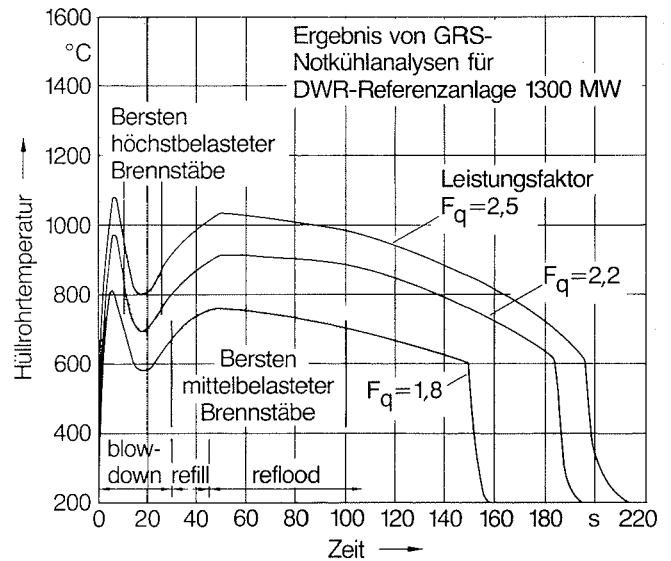


Bild 1: Maximale Hüllrohrtemperatur beim 2F-Bruch zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter

Modelle zur Beschreibung des Spaltproduktverhaltens

RSK – Modell

Im Vorangehenden wurde der Störfall des doppelendigen Bruches im kalten Strang einer Hauptkühlmittelleitung im Hinblick auf die Spaltproduktfreisetzung aus dem Reaktorkern in das Primärsystem und daran anschließend in den Sicherheitsbehälter skizziert. Für diesen Störfall, der hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen Brüche mit kleinerem Querschnitt oder im heißen Strang mit abdecken sollte, werden in den RSK-Leitlinien von 1979 [1] die Annahmen spezifiziert, von denen bei dem unterstellten Bruch einer Hauptkühlmittelleitung für die Berechnung der Strahlenexposition auszugehen ist. Es wird unter anderem angenommen,

- daß die Brennstäbe eine effektive Einsatzzeit von 2,5 Vollast-Jahren haben,
- daß, solange der Überdruck im Sicherheitsbehälter herrscht, aus der Gasphase des Sicherheitsbehälters eine definierte Leakage zum Ringraum besteht,
- daß aus dem Ringraum über Störfallfilter mit spezifizierten Abscheidegraden für Edelgase, für Halogene in organisch gebundener Form und für alle übrigen Stoffe über den Kamin an die Umgebung abgeleitet wird.

Hier soll nur auf diejenigen Annahmen und Parameter näher eingegangen werden, die sich auf die Freisetzung in den Sicherheitsbehälter beziehen. Das vorgeschlagene Berechnungsverfahren ist in Bild 2 skizziert.

Parameter sind:

- Schadensumfang,
- Freisetzungsfaktor aus Brennstäben,
- Rückhaltefaktor (im Reaktordruckbehälter, auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter und in diesem selbst).

Die hohen Temperaturen der Nachstörfall-Dampfatmosfera im Sicherheitsbehälter sind innerhalb der ersten 24 Stunden so weit zurückgegangen, daß praktisch Druckausgleich zwischen Sicherheitsbehälter und Ringraum besteht. Damit ist für eine Freisetzung von Spaltstoffen in die Umgebung die Konzentration von Radionukliden in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre während der ersten 24 Stunden maßgebend.

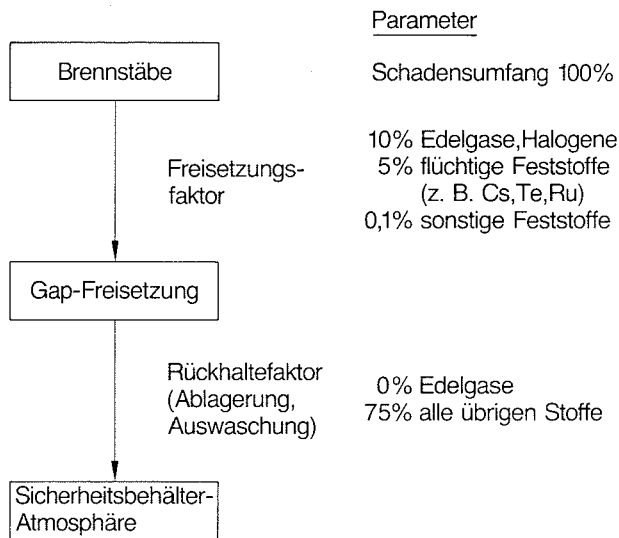


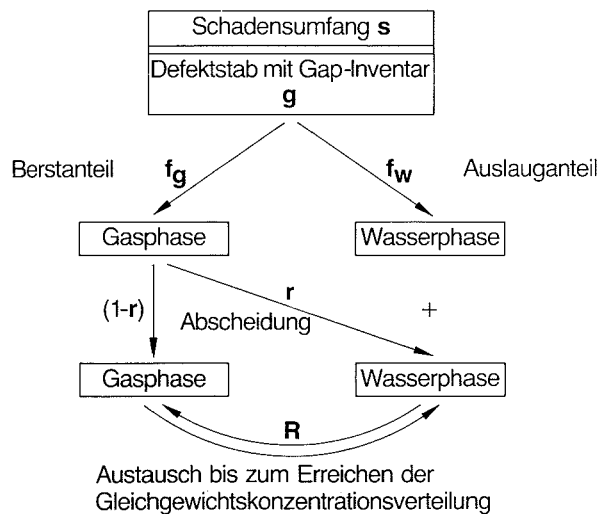
Bild 2: Berechnung der luftgetragenen Spaltproduktanteile nach RSK-Leitlinie DWR 1979

Neues Modell

Wir wollen hier ein etwas detaillierteres Modell vorstellen, welches uns geeigneter erscheint, das Spaltproduktverhalten nach einem Kühlmittelverlust-Störfall zu beschreiben. Dabei gehen wir auf die eingangs skizzierten zwei unterschiedlichen Arten der Freisetzung aus defekten Brennstäben zurück:

- Freisetzung in die Gasphase beim Bersten der Hüllrohre,
- Auslaugen von Spaltprodukten aus dem Gap nach dem Wiederfluten des Kernes.

Folgerichtig wird damit die Bilanzierung der Spaltprodukte sowohl in der Gasphase als auch der Wasserphase nahegelegt. Somit kann im Rahmen dieser Betrachtungsweise auch Prozessen Rechnung getragen werden, die zu einem Austausch von freigesetzten Spaltprodukten zwischen Gas- und Wasserphase führen.



Parameter : s, g, f_g, f_w, r, R

Bild 3: Modell zum Spaltproduktverhalten innerhalb des Sicherheitsbehälters

In Bild 3 ist das Modell zur Beschreibung des Spaltproduktverhaltens schematisch skizziert. Der Schadensumfang s gibt den Anteil der berstenden Brennstäbe. Deren Gap-Inventar betrage g , bezogen auf das Stabinventar. Von diesem Gap-Inventar wird ein Anteil f_g unmittelbar beim Bersten zunächst in die Atmosphäre des Reaktordruckbehälters freigesetzt und ein Anteil f_w wird vom Kühlwasser ausgelaugt. Im Reaktordruckbehälter, auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter und in diesem selbst werden schnelle Abscheideprozesse einen Anteil r der gasförmigen Berstfreisetzung zurückhalten und überwiegend in die Wasserphase überführen. Der übrige Anteil $(1-r)$ entkommt in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters. Langsame Austauschprozesse zwischen der Gas- und der Wasserphase werden, je nach Konzentrationsverhältnissen, zu einem Nettoübertrag von Spaltstoffen führen bis zum Erreichen der Gleichgewichtskonzentrationen entsprechend einem Verteilungskoeffizienten R .

Der Vorzug der skizzierten Betrachtungsweise scheint zu sein:

- Unterscheidung zwischen den Freisetzungsvorgängen beim Bersten, wo in den ersten 100 s nach Störfallbeginn eine kurzzeitige gasförmige Freisetzung in die Dampf- und Wasseratmosphäre des Reaktordruckbehälters stattfindet, und dem später einsetzenden länger andauernden Prozeß des Auslaugens durch an der Berststelle in das Gap eingedrungenes Kühlwasser.
- Bilanzierung der Spaltproduktkonzentration in der Gas- und Wasserphase des Sicherheitsbehälters. Damit wird es möglich, sowohl die kurzfristigen Prozesse der Rückhaltung und Auswaschung von Spaltprodukten im Reaktordruckbehälter, beim Transport in den Sicherheitsbehälter und in diesem selbst zu berücksichtigen als auch die über längere Zeiten ablaufenden Austauschprozesse zwischen Gas- und Wasserphase in Richtung Gleichgewichtskonzentration.
- Bessere Anpassung an die nach heutigem Verständnis ablaufenden Prozesse ermöglicht eine bessere Wechselwirkung mit neueren Forschungsergebnissen. Der Einfluß gezielter Experimente auf die Parameter des Modells ist transparenter. Umgekehrt wird auch die Formulierung wünschenswerter experimenteller Fragestellungen erleichtert.

Zur Jodchemie im Zusammenhang mit dem Kühlmittelverlust-Störfall

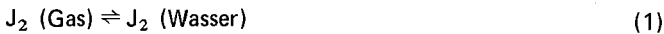
Da aus derzeitiger Sicht das Element Jod und davon das Isotop 131 über den Ingestionspfad beim Kühlmittelverlust-Störfall radiologisch ausschlaggebend ist, werden wir uns ausschließlich darauf konzentrieren. Sowohl für die Freisetzung aus defekten Brennstäben beim Bersten und späteren Auslaugen, für die Rückhaltung auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter als auch für den Anteil, der längerfristig in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre verbleibt, ist die chemische Form, in der das Jod vorliegt, von herausragender Bedeutung. Daher seien hier zunächst einige - im Hinblick auf die beim Kühlmittelverlust-Störfall vorliegenden Bedingungen - wesentliche Fakten zum chemischen und physikalischen Verhalten von Jod vorausgeschickt.

Jodatome innerhalb der Brennstoffmatrix werden sinnvoll durch ihren Valenzzustand auf Gitter- oder Zwischengitterplätzen charakterisiert. Im Gap jedoch ist zu erwarten, daß das sehr reaktive Jod verschiedene chemische Verbindungen eingeht. Zuverlässige Voraussagen über das chemische Verhalten sind jedoch unter den teilweise extremen Bedingungen wie Vorliegen eines Vielstoffsystems, hohen Temperaturen und hohem Strahlungsfeld kaum möglich.

Prinzipiell kann Jod in chemischen Verbindungen in fünf verschiedenen Valenzzuständen vorliegen (Tafel 1). Im Gap der Brennstäbe ist zu erwarten, daß die Valenzzustände 0 und -1, also elementares Jod und Jodide bevorzugt vorliegen. Zwischen diesen beiden Jodformen bestehen sowohl im Verhalten in der Gasphase als auch der wäßrigen Phase so ausgeprägte Unterschiede, daß die Störfallkonsequenzen beträchtlich beeinflußt werden.

J₂ ist deutlich flüchtig und verhält sich in der Gasphase wie ein Gas. Anorganische Jodide hingegen haben niedrige Dampfdrücke. Soweit sie sich in der Gasphase befinden, liegen sie als Aerosol vor. Die Löslichkeit von elementarem J₂ ist zwar bei weitem nicht so groß wie diejenige vieler Metalljodide, wie RbJ oder CsJ. Sie liegt aber dennoch um Größenordnungen über den Konzentrationen, die beim Kühlmittelverlust-Störfall möglich sind.

Ein für die Zusammensetzung der Nachstörfallatmosphäre im Sicherheitsbehälter sehr wichtiger Prozeß ist der Austausch von J₂ zwischen der Gas- und Wasserphase.



Dieser mit der Flüchtigkeit von J₂ verbundene Vorgang des Überganges von einer Phase in die andere wird zu einem Nettoübertrag führen, bis sich ein Gleichgewichtszustand in den volumenbezogenen Konzentrationen eingestellt hat. Es ist üblich, das Konzentrationsverhältnis bei Vorliegen von Gleichgewichtsbedingungen

$$\frac{\text{volumenbezogene Konzentration in der Wasserphase}}{\text{volumenbezogene Konzentration in der Gasphase}} = \text{Verteilungskoeffizient } R$$

durch einen Verteilungskoeffizienten zu charakterisieren. Je größer der Verteilungskoeffizient *R*, um so kleiner ist die Konzentration in der Gasphase. Der Verteilungskoeffizient für Jod insgesamt wird sich ändern, wenn Jod nicht nur als J₂, sondern in anderen chemischen Formen vorliegt. Eine wichtige Reaktion von J₂ in Wasser ist die sehr schnell ablaufende Hydrolyse



Das ional im Wasser vorliegende Jodidion kann als nahezu nichtflüchtig angesehen werden. Die gebildete unterjodige Säure HJO ist deutlich weniger flüchtig als J₂, ihr Verteilungskoeffizient liegt um mehr als eine Größenordnung über dem von J₂.

Für die Konzentration in der Gasphase ist daher maßgebend, wie weit das obige Hydrolysegleichgewicht zur rechten Seite verschoben ist. Wesentliche Einflußgrößen sind dafür die Jodkonzentration, der pH-Wert und die Temperatur. Die unterjodige Säure kann weiter disproportionieren



Die Bildung von Jodationen hätte als Konsequenz eine weitere Reduktion der Gesamtjodkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre, entsprechend einem erhöhten Verteilungskoeffizienten für das insgesamt vorliegende Jod. Über die Rate, mit der der Prozeß (3) unter Nachstörfallbedingungen abläuft, kann keine zuverlässige Aussage gemacht werden. Die Reaktionszeit kann zwischen Minuten und Monaten liegen.

Wir haben gesehen, daß zwischen elementarem J₂ und Jod als Jodid in anorganischer Verbindung, wie CsJ bezüglich ihres Verhaltens in der Gas- und Wasserphase, signifikante Unterschiede bestehen. Diese beeinflussen die Jodkonzentration

Tafel 1: Zur Jodchemie

Valenzzustand	Chemische Formen
-1	J ⁻ , HJ, CsJ, CH ₃ J (Methyljodid)
0	J ₂
+1	J ⁺ , HJO (unterjodige Säure)
+5	JO ₃ ⁻
+7	JO ₄ ⁻
Oxidation ↓	
sehr wenig flüchtig: anorganische Jodide flüchtig: J ₂ (Gas) ⇌ J ₂ (Wasser)	
Verteilungskoeffizient <i>R</i> = $\frac{\text{Volumenkonzentration in der Wasserphase}}{\text{Volumenkonzentration in der Gasphase}}$	
schnelle Hydrolyse-Reaktion $J_2 + H_2O \rightleftharpoons H^+ + J^- + HJO$	
langsame Disproportionierung $3 HJO \rightleftharpoons JO_3^- + 3 H^+ + 2 J^-$	

in der Gasphase und in der Folge auch die Freisetzung in die Umgebung. Daher müssen auch Prozesse im Störfallverlauf in Betracht gezogen werden, die zu einer Oxidation von Jodid zu J₂ oder umgekehrt eine Reduktion von J₂ zu Jodid führen können.

Diskussion der Parameter zum Spaltproduktverhalten

Nachdem wir kurz einige hier wichtige Aspekte der Jodchemie zusammengefaßt haben, werden wir jetzt auf die einzelnen Parameter näher eingehen, die im Rahmen des skizzierten Modelles die Spaltproduktkonzentration in der Gasphase des Sicherheitsbehälters beeinflussen. Fragestellungen, die dabei im Vordergrund stehen, sind:

- Wie ist der gegenwärtige Kenntnisstand?
- Wie groß ist etwa der Wertebereich, innerhalb dessen man den Parameter erwartet, aber noch nicht festlegen kann?
- Lassen sich Aussagen machen, welche Parameterwerte im Sinne eines qualifizierten Schätzwertes erwartet werden können?
- Welchen Wert muß man derzeit im Rahmen des Genehmigungsverfahrens unter Berücksichtigung des gegenwärtigen Kenntnisstandes bei konservativer Betrachtungsweise zugrunde legen?

Schadensumfang und Gap-Inventar

Eine störfallbedingte Freisetzung aus dem Reaktorkern tritt auf, wenn Brennstabhüllrohre aufgrund der Temperaturexkursion und hoher Innendruckbelastung bersten. Eine Ermittlung des Anteiles der versagenden Brennstäbe setzt einmal die Kenntnis der Bedingungen voraus, bei denen ein Bersten der Hüllrohre auftritt. Zum anderen ist eine detaillierte thermohydraulische Analyse der im Verlauf des Kühlmittelverlust-Störfalles auftretenden Hüllrohrtemperaturen erforderlich. Die eingangs bei der Skizzierung der Freisetzungsvorgänge beim Auslegungstörfall gezeigten zeitlichen Verläufe der maximalen Hüllrohrtemperaturen (Bild 1) basieren auf solchen neueren thermohydraulischen Analysen. Sehr deutlich ist daraus erkennbar, wie kritisch die Hüllrohrtemperaturen von der Stableistung abhängen. Das hat zur Folge, daß Brennstäbe mit den höchsten Stableistungen am ehesten versagen. Im Betrieb zugelassene Heißstellenfaktoren liegen bei *F_q* = 2,1 bis *F_q* = 2,2.

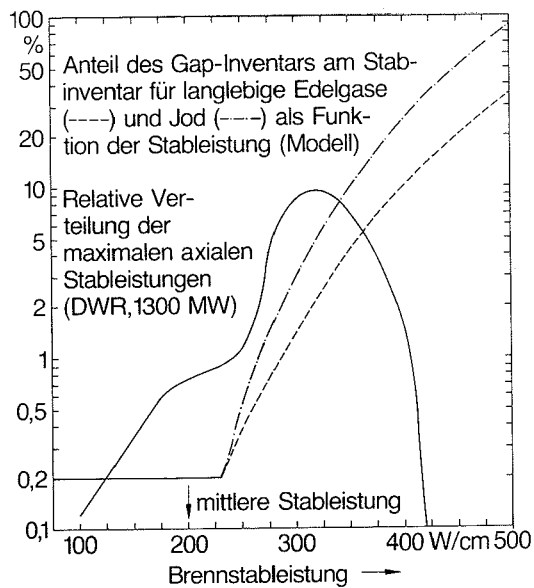


Bild 4: Prozentualer Anteil des Gap-Inventars am Stabinventar und relative Verteilung der maximalen axialen Stableistungen als Funktion der Brennstableistung

In den RSK-Leitlinien wird ein Schadensumfang von 1 unterstellt, das heißt, es wird angenommen, daß alle Brennstäbe bersten. Neuere Schadensumfanganalysen ermitteln deutlich niedrigere Werte. Probabilistische Analysen ergeben Erwartungswerte für den Anteil versagender Brennstäbe im Bereich weniger Prozent. Sie weisen darauf hin, daß den Ergebnissen konservativer Abschätzungen, die Schäden im Bereich 10 % bis 20 % und höher errechnen, eine niedrige Eintrittswahrscheinlichkeit zuzuordnen ist. Für die Festlegung eines Schadensumfangs für das Genehmigungsverfahren ist es wichtig darauf hinzuweisen, daß der Freisetzunganteil und damit die Störfallfolgen nicht proportional, sondern deutlich schwächer mit der Zahl der gebrustenen Brennstäbe anwächst. Dies läßt sich auf zwei Ursachen zurückführen:

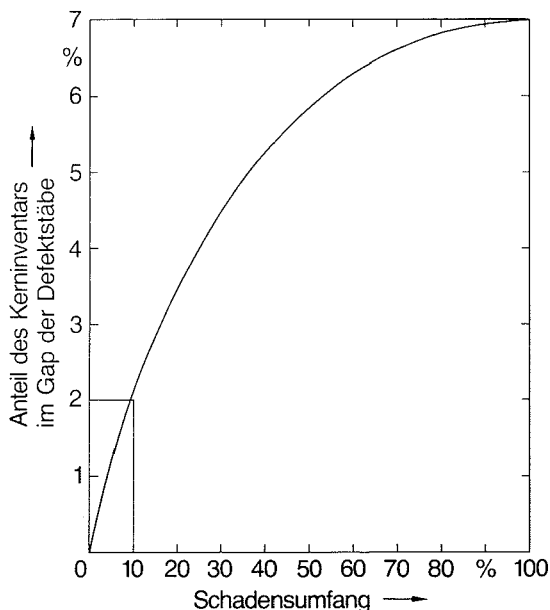


Bild 5: Gap-Inventar an Jod in Defektstäben

- Das Gap-Inventar an Spaltgasen, Jod und Cäsium steigt sehr stark mit der linearen Stableistung an.
- Brennstäbe versagen als Funktion der Stableistung systematisch, ausgehend von den höchsten Stableistungen.

Dieser Sachverhalt wird in Bild 4 veranschaulicht. Aufgetragen ist einmal als Funktion der Stableistung die prozentuale Verteilung der Brennstäbe eines Standardreaktors mit 1300 MW elektrischer Leistung. Zugrunde gelegt wurde jeweils die Leistung an der heißesten Stelle eines Brennstabes. Die zweite Kurve zeigt den theoretischen Verlauf des Gap-Inventars an langlebigen Spaltedelgasen, bezogen auf das Stabinventar in Abhängigkeit von der Stableistung. Unter Gap-Inventar verstehen wir hier den Anteil des Spaltproduktinventars, der die Brennstoffmatrix verlassen hat, sich im Spalt zwischen Brennstoff und Hüllrohr im Plenum oder auf Oberflächen befindet. Der hier gezeigte Modellverlauf des Gap-Inventars wird für die Analyse von Freisetzungsexperimenten in Oak Ridge [2], auf die wir noch zurückkommen werden, verwendet. Bei kleinen Stableistungen spielt Diffusion noch keine Rolle, Spaltprodukte verlassen die äußeren Schichten des Brennstoffes durch Fragment-Rückstoß- und Knockout-Prozesse. Bei höheren Stableistungen dominiert die Diffusion, die sehr stark temperaturabhängig ist. Lorenz, Collins und Malinauskas [3] legen der Auswertung ihrer Freisetzungsexperimente an ausgebrannten Brennstäben für Jod und Cäsium einen, verglichen mit langlebigen Spaltedelgasen, um einen Faktor 2,5 höheren Diffusionsanteil zugrunde, basierend auf einem früheren Diffusionsexperiment in Oak Ridge [4]. Diese Abhängigkeit des Gap-Inventars für Jod wird im folgenden unterstellt, obwohl andere experimentelle Ergebnisse nicht auf ein im Vergleich zu Spaltgasen erhöhtes Gap-Inventar für Jod und Cäsium hinweisen. Einschränkend muß gesagt werden, daß das verwandte Modell zur Bestimmung des Gap-Inventars experimentell noch nicht hinreichend verifiziert ist.

Aus beiden Kurven läßt sich jetzt ermitteln, wie das Gap-Inventar vom Schadensumfang abhängt. Diese Abhängigkeit zeigt Bild 5. Man erkennt, daß für Schadensumfänge größer als einige Prozent das Gap-Inventar deutlich schwächer als linear mit dem Anteil gebrustener Stäbe zunimmt. Eine Erhöhung des Schadensumfangs von 10 % auf 100 % hat ein um einen Faktor 3 größeres Gap-Inventar der Defektstäbe zur Folge. Legt man die nach neueren probabilistischen Schadensumfanganalysen erwarteten Schadensumfänge zwischen etwa 1 % und 4 % zugrunde, so entnimmt man der Kurve ein Gap-Inventar von Jod der Defektstäbe von weniger als 1 % des Kerninventars. Berücksichtigt man,

- daß das Modell zum Gap-Inventar als Funktion der Stableistung noch nicht hinreichend verifiziert ist,
- daß zur Ermittlung des Gap-Inventars jeweils die Stableistung an der Heißstelle genommen wurde,
- und die Ergebnisse von Schadensumfanganalysen,

erscheint ein Wert von 10 % für den Schadensumfang in Verbindung mit einem Gap-Inventar von 20 %, bezogen auf das Defektstabinventar, für das Genehmigungsverfahren hinreichend konservativ.

Berstfreisetzung

Die bereits erwähnten Experimente in Oak Ridge stellen die derzeit umfangreichsten Versuche zur Freisetzung aus Brennstäben dar, im Temperaturbereich, der für beherrschte Kühlmittelverluststörfälle relevant ist. Einige wichtige Merkmale dieser Experimente sind:

- Sie wurden an abgebrannten Brennstäben durchgeführt, die schon einige Jahre gelagert waren.

- Die umgebende Atmosphäre, in die freigesetzt wurde, konnte variiert werden, zum Beispiel trockene Luft oder Wasserdampf.
- Bestandteil der Experimente war ein Rohr mit Temperaturgradienten, um Hinweise auf die chemische Form kondensierbarer Spaltstoffe zu erhalten.

Aus den Experimenten ergibt sich, daß beim Bersten eines hochbelasteten Brennstabes ein Jod-Anteil von 1,5 % des Gap-Inventars freigesetzt wird. Die Experimente ließen keine eindeutigen Schlüsse über die chemische Form zu, in der Jod beim Bersten zusammen mit dem Füllgas und den Spaltgasen freigesetzt wird. Der gegenwärtige Kenntnisstand über die Berstfreisetzung basiert überwiegend auf den Experimenten in Oak Ridge. Es sind methodisch andere Vorgehensweisen denkbar, die zu einer notwendigen Erweiterung des Kenntnisstandes über die Berstfreisetzung und anschließende Auslaugprozesse und möglichst auch über die jeweils vorherrschende chemische Form beitragen können.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens muß unterstellt werden, daß das beim Bersten freigesetzte Jod in der ungünstigsten elementaren Form, also als J_2 vorliegt. Außerdem stellt sich die Frage, ob in Anbetracht der Tatsache, daß die Quantifizierung der Berstfreisetzung auf Experimenten einer Arbeitsgruppe basiert, für das Genehmigungsverfahren zur Zeit noch ein Sicherheitszuschlag vorgesehen werden muß.

Auslaugprozeß

Wenn nach dem Wiederfluten das an den Berststellen anstehende Wasser die Sättigungstemperatur unterschritten hat, kann der Prozeß des Auslaugens einsetzen. Lokal, in der Nähe der Berststelle, kann man sich diesen Prozeß noch als relativ schnell vorstellen, aber das Auslaugen von der Berststelle weiter entfernter Joddepots wird eher ein langsamer Prozeß sein, der sich über Stunden hinzieht. Prinzipiell könnte der Rest des Gap-Inventars, der nicht beim Bersten freigesetzt wurde, ausgelaut werden. In Ermangelung belastbarer experimenteller Ergebnisse muß dieser Parameter hier offenbleiben. Für das Genehmigungsverfahren muß angenommen werden, daß das gesamte verbleibende Gap-Inventar ausgelaut wird. Falls das ausgelaute Jod einen nennenswerten Anteil des Gap-Inventars ausmacht, ist die Frage von Bedeutung, in welcher chemischen Form das Jod vorliegt. Aus folgenden Gründen ist anzunehmen, daß das ausgelaute Jod nicht als elementares Jod, sondern als anorganisches Jodid in die Wasserphase gelangt:

- Die Temperaturen im Gap liegen schon im Normalbetrieb und erst recht beim Kühlmittelverluststörfall so hoch, daß dort alles elementar vorliegende Jod gasförmig ist. Damit hat der als J_2 vorliegende Anteil des Gap-Inventars bereits bei der Berstfreisetzung den Defektstab verlassen.
- Während der Störfallphase bis zum Einsetzen des Auslaugprozesses liegen keine oxidierenden Bedingungen vor, so daß keine Umwandlung vom im Gap befindlichen Jodid in elementares J_2 zu erwarten ist.

Rückhaltung

Bei der Skizzierung des Störfallablaufs hatten wir gesehen, daß für die beim Bersten freigesetzten gasförmigen Spaltstoffe auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter enger Wasserkontakt unterstellt werden kann. Soweit Jod in dieser Phase als gut wasserlösliches Jodid, zum Beispiel in der Form von Cäsiumjodid freigesetzt wird, ist ein sehr hoher Abscheidungsgrad im Primärkreiswasser zu erwarten. Gegenwärtig muß man aber in Ermangelung gesicherter Kenntnisse für die Berstfreisetzung die ungünstigste Form, elementares J_2 , unterstellen. Es wurden gezielt [5] Experimente zur Abscheidung von J_2 -Dampf in Wasservorlagen im Temperaturbereich von 20 bis 85 °C durchgeführt. Die Jodkonzentrationen im

Gasstrom entsprachen den Bedingungen, wie sie beim Kühlmittelverlust-Störfall zu erwarten sind. Die Rückhaltung durch die Wasservorlage betrug 92 % bei 25 °C und stieg auf 96 % bei 85 °C Wassertemperatur. Diese Experimente weisen darauf hin, daß für das beim Bersten freigesetzte Jod ein Rückhaltefaktor von 0,9 erwartet werden kann. Die derzeitigen RSK-Annahmen rechnen demgegenüber insgesamt mit einem Rückhaltefaktor von 0,75. Daher sind weitere Experimente, die die höhere Abscheidung erhärten können, sehr erwünscht.

Verteilungskoeffizient

Die Rückhaltung auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter führt dazu, daß der überwiegende Anteil der Berstfreisetzung unmittelbar in die Wasserphase des Sicherheitsbehälters gelangt, während der übrige Anteil zunächst in der Gasphase des Sicherheitsbehälters vorliegt. In welcher Richtung sich das gesamte System, ausgehend von diesen Anfangsbedingungen, im Laufe der Zeit entwickelt, hängt von der Größe des Verteilungskoeffizienten R ab. Dieser gibt das Verhältnis der volumenbezogenen Konzentration an, das sich bei Gleichgewichtsbedingungen in einem geschlossenen System zwischen Wasser und Gasphase einstellt. Das Sumpfwasservolumen beträgt im stationären Betrieb der Sumpfwasserumlaufkühlung etwa 1500 m³. Das freie Volumen des Sicherheitsbehälters ist um rund einen Faktor 50 größer. Das volumenbezogene Konzentrationsverhältnis zwischen der Wasser- und der Gasphase des Sicherheitsbehälters für das beim Bersten freigesetzte Jod beträgt somit zu Anfang 450 bei einem Rückhaltefaktor von 0,9 und 150 bei einem Rückhaltefaktor von 0,75. In welcher Richtung im zeitlichen Verlauf ein Nettoübertrag von Jod zwischen der Gas- und der Wasserphase bis zum Erreichen eines Gleichgewichtszustandes stattfindet, hängt von der Größe des Verteilungskoeffizienten ab.

Zum Verteilungskoeffizienten sind zahlreiche Experimente durchgeführt worden, bei denen elementares Jod (J_2) in ein geschlossenes System mit Wasserphase und darüber befindlicher Gasphase eingebracht wird. Dabei wurden die Bedingungen wie Jodkonzentration, pH-Wert und Temperatur variiert. Bild 6 zeigt Ergebnisse einer neueren experimentellen Untersuchung [6]. Die durchgezogene Kurve zeigt den theoretischen Verlauf des Verteilungskoeffizienten als Funktion der Jodkonzentration im Wasser für die Umgebungstemperatur und einen pH-Wert von 7. Der generelle Verlauf ist dadurch charakterisiert, daß für kleine Jodkonzentrationen das

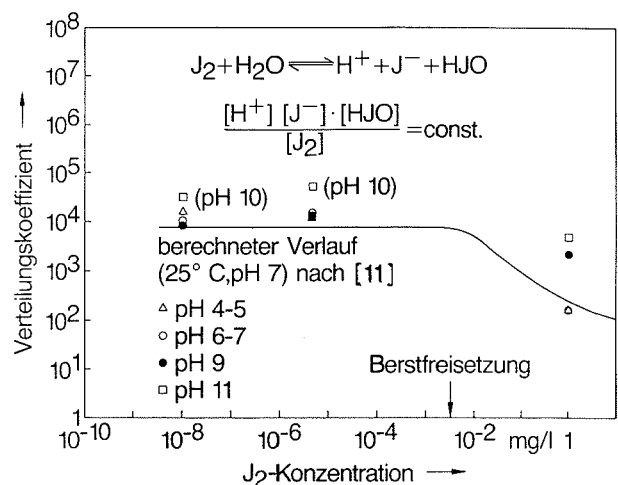


Bild 6: Experimentelle Ergebnisse zum Verteilungskoeffizienten für J_2 bei 25 °C

Gleichgewicht stark zur rechten Seite der Hydrolysereaktion verschoben ist, so daß der Verteilungskoeffizient von unterjodiger Säure (HJO) maßgebend ist. Bei höheren Konzentrationen verschiebt sich das Gleichgewicht zunehmend zum stärker flüchtigen J_2 und der Verteilungskoeffizient wird dementsprechend kleiner. Besonders markiert ist auf der Abszisse diejenige Jodkonzentration, die mit den diskutierten Parameterwerten für das beim Bersten freigesetzte Jod zu erwarten ist.

Der beim Normalbetrieb und beim Kühlmittelverluststörfall relevante pH-Bereich liegt zwischen $pH = 5$ und $pH = 9$, wobei in deutschen Reaktoren, bedingt durch den hohen Borsäuregehalt des LiOH-freien Notkühlwassers, im Sumpfwasser ein pH-Wert zwischen 5 und 6 zu erwarten ist. Beim TMI-Störfall betrug der pH-Wert im Sumpfwasser nach Betrieb des Gebäudesprühsystems 8,6.

Den Meßergebnissen verschiedener Autoren kann man entnehmen, daß sich der Verteilungskoeffizient zwischen $pH = 5$ und $pH = 7$ kaum ändert, der Übergang von $pH = 7$ nach $pH = 9$ jedoch zu einer Erhöhung um etwa eine Größenordnung führt. Im Zusammenhang mit den anfänglich hohen Sumpfwassertemperaturen beim Kühlmittelverlust-Störfall ist die Temperaturabhängigkeit des Verteilungskoeffizienten wichtig. Experimentelle Ergebnisse zeigen eine Abnahme des Verteilungskoeffizienten mit der Temperatur, die beim Übergang von Umgebungstemperatur auf Temperaturen um $80^\circ C$ einen Faktor 5 ausmachen kann.

Von wesentlicher Bedeutung für die Jodkonzentration in der Nachstörfall-Atmosphäre sind Kenntnisse über die Zeiten, in denen sich Gleichgewichtsbedingungen einstellen. Hier ist der experimentelle Kenntnisstand noch unbefriedigend. Bisherige Ergebnisse weisen auf Zeiten im Bereich von Stunden, eher aber Tage hin. So kann man den Meßergebnissen [7] der Spaltproduktkonzentrationen in der Nachstörfall-Atmosphäre des Sicherheitsbehälters von TMI-2 entnehmen, daß nach Belüftung des Sicherheitsbehälters die J-129-Konzentration mit einer Zeitkonstante von etwa sieben Tagen wieder auf den ursprünglichen Wert anstieg.

Wir hatten gesehen, daß für das beim Bersten freigesetzte Jod anfänglich eine volumenbezogene Konzentrationsverteilung von 450 bzw. 150 vorliegt. Da wir annehmen, daß dieses Jod als elementares J_2 vorliegt, kann man für Temperaturen um $80^\circ C$ einen Verteilungskoeffizienten zwischen etwa 1000 und 2000 unterstellen. Betrachtet man nur die Berstfreisetzung, so ist folglich, ausgehend von diesen Anfangsbedingungen, ein Nettoübertrag aus der Gasphase in die Wasserphase zu erwarten, bis sich ein dem Verteilungskoeffizienten entsprechendes Konzentrations-Gleichgewicht eingestellt hat. Zusätzlich kommt jedoch noch der ausgelaugte

Anteil des Gap-Inventars in das Sumpfwasser. Dieses liegt aber nicht als J_2 , sondern als Jodid vor. Da wir den Anteil des Gap-Inventars, der ausgelaugt wird, nicht quantifizieren konnten, mußten wir annehmen, daß das gesamte restliche Gap-Inventar nach der Berstfreisetzung ausgelaugt wird. Da durch das zusätzliche Jodid die Menge des bereits durch Hydrolyse entstandenen Jodids erheblich erhöht wird, führt dies entsprechend dem Massenwirkungsgesetz zu einer Verschiebung des Hydrolyse-Gleichgewichtes zur linken Seite der Reaktion. Daraus resultiert in dem betrachteten Konzentrationsbereich eine Erniedrigung des Verteilungskoeffizienten. Für die Jodkonzentration in der Gasphase des Sicherheitsbehälters bedeutet dies, daß die nach der Berstfreisetzung vorliegende Konzentration bereits nahezu Gleichgewichtsbedingungen entspricht. Aufgrund des Verteilungskoeffizienten ist daher ein nennenswerter Nettoübertrag von Jod zwischen der Gas- und Wasserphase nicht zu erwarten.

Hier stellt sich die Frage, inwieweit die diskutierten experimentellen Ergebnisse zum Verteilungskoeffizienten auf die beim Kühlmittelverluststörfall vorliegenden Bedingungen im Sumpfwasser übertragbar sind. Es wurden nicht nur Experimente zum Verteilungskoeffizienten von Jod unter idealisierten Bedingungen mit destilliertem Wasser durchgeführt, sondern auch mit Brennelementlagerbeckenwasser [6] und mit Wasser aus Primärkühlmittelleckagen [8]. In keinem Fall ergaben sich ungünstigere Werte als bei destilliertem Wasser. Von besonderer Bedeutung sind die Messungen der Jodkonzentrationen, die sich nach dem Störfall von Three Mile Island im Sumpfwasser und in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters einstellen. So betrug der Verteilungskoeffizient von Jod am 31. März 1979, drei Tage nach Störfalleintritt, $1,2 \cdot 10^5$ [7] und ein Jahr später nahezu unverändert $2 \cdot 10^5$ [9,10].

Für das gesamte überwiegend als Jodid freigesetzte Jod läßt sich insgesamt ein Verteilungskoeffizient angeben. Unter Berücksichtigung der anfänglich hohen Temperaturen im Sicherheitsbehälter kann dieser mit $R = 10^4$ angenommen werden.

Zusammenfassung

Die Ergebnisse des hier vorgestellten Modells sind in Tafel 2 zusammengefaßt. Aufgeführt sind diejenigen Werte für die einzelnen Parameter, die nach gegenwärtigem Kenntnisstand bei konservativer Betrachtungsweise im Genehmigungsverfahren zur Anwendung kommen könnten. Das Produkt aus Schadensumfang, Gap-Inventar, Anteil des beim Bersten freigesetzten Gap-Inventars und der Entkommwahrscheinlichkeit bestimmt den Anteil des Kerninventars, der kurz nach Störfallbeginn in die Gasphase des Sicherheitsbehälters gelangt. Zum Vergleich ist der entsprechende Wert aufgeführt, der sich aus den RSK-Leitlinien von 1979 ergibt. Der als Anfangsbedingung in die Wasserphase freigesetzte Anteil des Kerninventars setzt sich zum kleineren Teil aus der Abscheidung aus der Berstfreisetzung, überwiegend jedoch aus dem ausgelaugten Anteil zusammen. Bildet man das Verhältnis der Jodkonzentrationen im Sumpfwasser und in der Sicherheitsbehälteratmosphäre, so liegt dieses anfänglich nahe bei 10^4 . Da der Verteilungskoeffizient von vergleichbarer Größe ist, ist kein Nettoübertrag zwischen Gas- und Wasserphase zu erwarten. Sähe man hingegen einen Sicherheitszuschlag für die Berstfreisetzung vor, so läge die anfängliche Konzentration in der Gasphase höher als die Gleichgewichtskonzentration. In Ermangelung gesicherter Kenntnisse über den zeitlichen Verlauf der Gleichgewichtseinstellung müßte in dem Fall konservativ angenommen werden, daß die Ausgangskonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre während der ersten 24 Stunden vorliegt.

Tafel 2: Freisetzung von Spaltprodukten in die Gas- und Wasserphase des Sicherheitsbehälters

Schadensumfang s	Gap-inventar g	Berst-anteil f_g	Rück-haltung r	Auslaug-anteil $f_w = (1 - f_g)$	Verteilungs-koeffizient R
0,1	0,2	0,015	0,75	0,985	10^4
Anteil in der SB-Atmosphäre $s \cdot g \cdot f_g \cdot (1-r) = 7,5 \cdot 10^{-5}$ (RSK-Leitlinien 1979: $2,5 \cdot 10^{-2}$)					
Anteil im Sumpfwasser $s \cdot g \cdot f_g \cdot r + s \cdot g \cdot f_w =$ $2,25 \cdot 10^{-4} + 1,97 \cdot 10^{-2} = 2 \cdot 10^{-2}$					
Jodkonzentration im Sumpfwasser Jodkonzentration in der SB-Atmosphäre $\approx 10^4$					

Die Bestandsaufnahme über das Verhalten von Spaltprodukten zeigte, daß sich eine Reihe von Parametern heute schon besser eingrenzen lassen. Sie zeigt aber auch, daß weitere Forschung notwendig ist, um zu einer genaueren Quantifizierung der Parameter zu kommen. Das gilt einmal für das Gap-Inventar, wo Experimente auf kleinere Jod-Inventare hinweisen. Insbesondere ist für das relativ kurzlebige J-131 mit einem geringeren Diffusionsanteil im Gap zu rechnen, der um einen Faktor 3 bis 9 niedriger erwartet wird. Ähnliches gilt aber auch für die Berstfreisetzung, zu der zusätzliche Experimente erforderlich sind, und für den Auslauganteil, der sich zur Zeit noch nicht eingrenzen läßt. Wichtig ist für das ausgelaugte Jod auch der zeitliche Verlauf des Auslaugprozesses, insbesondere während der ersten 24 Stunden. Für die Rückhaltung hatten wir gesehen, daß der gute Wasserkontakt auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter im Zusammenhang mit neueren Experimenten auf einen höheren Rückhaltefaktor hinweist. Von überragender Bedeutung ist insgesamt die chemische Form, in der Jod aus dem Gap freigesetzt wird. Für die Berstfreisetzung muß derzeit noch unterstellt werden, daß das Jod als elementares J_2 freigesetzt wird. Läge es nicht als J_2 vor, so hätte dies für die Rückhaltung auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter, damit für die anfängliche Konzentration in der Gasphase und für den zeitlichen Abbau dieser Konzentration erhebliche Konsequenzen.

Wir haben hier eine Bestandsaufnahme derjenigen Parameter durchgeführt, die im Rahmen des vorgestellten Modells für die Jodkonzentration in der Nachstörfall-Atmosphäre des Sicherheitsbehälters maßgebend sind. Die Diskussion sollte zum einen gezeigt haben, daß sich zum gegenwärtigen Zeitpunkt die meisten Parameter besser als noch vor einigen Jahren eingrenzen lassen. Andererseits sollte ebenfalls deutlich

geworden sein, wie sehr weitere Forschung notwendig ist, um genauere Analysen des Spaltproduktverhaltens durchzuführen.

Schrifttum

- [1] Reaktor-Sicherheitskommission: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. 2. Ausgabe, 24. Januar 1979. Druck und Versand: GRS, Köln.
- [2] Malinauskas, A.P.: Quarterly Progress Report on Fission Product Behaviour in LWRs for the Period January-March 1979. NUREG/CR-0917 (1979).
- [3] Lorenz, R.A., J.L. Collins and A.P. Malinauskas: Fission Product Source Terms for the Light Water Reactor Loss-of-Coolant Accident. Nucl. Techn. 46 404 (1979).
- [4] Parker, G.W., G.E. Creek, C.J. Barton et al.: Out-of-Pile Studies on Fission Product Release from Overheated Reactor Fuels at ORNL, 1955-1965. ORNL-3981 (1967), pp. 75/83.
- [5] Kabat, M.J.: Chemical Behaviour of Radioiodine Under Loss of Coolant Accident Conditions. 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference, San Diego, 1980.
- [6] Electric Power Research Institute: Nuclear Power Plant Related Iodine Partition Coefficients. EPRI NP-1271 (1979).
- [7] Heath, R.L.: TMI-2, Task 2.1, Containment Atmosphere Measurements. Presented to International Seminar on TMI-2, Washington, D.C., 1980.
- [8] Pfeiffer, K.: Jod-Aktivitätsfreisetzung bei simulierter Reaktorwasserleckage. KWU-TB-R 315 F-2700 (1974).
- [9] TMI Unit-2 Technical Information and Examination Program; Update, July 31, 1980. EG&G, Idaho, Inc. for the USDOE.
- [10] United States Nuclear Regulatory Commission: Draft Programmatic Environmental Impact Statement. Related to Decontamination and Disposal of Radioactive Wastes Resulting from March 28, 1979; Accident Three Mile Island, Nuclear Station, Unit 2, NUREG-0683, USNRC, July 1980.
- [11] Lin, C.C.: Behaviour of Radioiodine, Studies: Iodine Partition Aqueous Solution on Gas Phase. NEDO-12583 (1975).

Diskussion

H. Nickel (KFA Jülich):

Ich möchte gerne zwei Bemerkungen machen, keine Frage stellen. Wenn Sie hier die Leitlinien von 1979 zitieren, dann darf ich Ihnen heute sagen, daß die RSK aufgrund der Diskussion im Zusammenhang mit § 28.3 StrlSchV eine Reihe von Faktoren bereits geändert hat. So ist zum Beispiel der Schadensumfang, wie Sie hier auch empfehlen, nicht mehr 100 %, sondern 10 %. Einige andere Faktoren sind inzwischen ebenfalls korrigiert und verabschiedet worden. Die RSK hat also inzwischen aufgrund dieser Ergebnisse gelernt.

Die zweite Bemerkung: Sie sagten zum Schluß, daß weitere Experimente nötig seien, um alle Möglichkeiten zur Analyse des Spaltproduktverhaltens tatsächlich zu verifizieren, denn in der Tat sind wir heute in vielen Dingen noch sehr konservativ. Hier darf ich sagen, daß wir in Jülich in Zusammenarbeit mit dem BMFT, mit Ihrem Hause, mit Betreibern und vor allem in Zusammenarbeit mit dem KfK – dort im Projekt PNS und einigen anderen – solche Experimente am bestrahlten Brennelement bzw. an kleinen Brennelementpins durchführen. Damit wollen wir diesen Chemismus, diesen Auslaugmechanismus untersuchen und quantifizieren, um auch diese Werte möglicherweise so verifizieren zu können, wie Sie heute vorschlagen.

W. Ullrich (GRS):

Ich möchte Ihren Bemerkungen noch hinzufügen, daß uns die Entwicklungen zum § 28.3 durchaus bekannt sind, denn wir haben ja selbst mitgewirkt. Hier haben wir das verabschiedete Exemplar der RSK-Leitlinien vom Januar 1979 zitiert.

K. Stäbler (EVS Stuttgart):

Warum sind Sie bei der Behandlung dieses Themas nicht auf den Störfall von TMI eingegangen? Welche Erkenntnisse hat TMI zu Ihrem Thema gebracht? Vielleicht können Sie Ihren Vortrag in dieser Richtung noch ergänzen.

F. Lange (GRS):

Dem Störfall von TMI kommt in der Tat im Rahmen der hier angesprochenen Thematik eine besondere Bedeutung zu. Bei mehreren Parametern des vorgestellten Modells zum Spaltproduktverhalten haben wir uns intensiv mit den Fragen befaßt:

- Welche Erkenntnisse lassen sich aus den vorliegenden Untersuchungsergebnissen zum Störfall von TMI ableiten?
- Inwieweit sind die Ergebnisse von TMI auf die Bedingungen übertragbar, wie man sie im Rahmen eines Kühlmittelverlust-Störfalles erwartet?

Wir sind im Vortrag auf Meßergebnisse aus TMI zum Verteilungskoeffizienten von Jod eingegangen und im Manuskript auch auf Hinweise zur Zeitdauer, in der sich Gleichgewichtsbedingungen entsprechend dem Verteilungskoeffizienten einstellen.

Spaltprodukte, die beim TMI-Störfall in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wurden, durchströmten eine massive Wasservorlage im Druckhalter. Das wird eine Abscheidung

von Jod begünstigen. Die Frage, die sich uns stellte, war folglich: Inwieweit kann auch beim normalen Kühlmittelverlust-Störfall auf den Transportwegen in den Sicherheitsbehälter mit gutem Wasserkontakt gerechnet werden? Hierauf sind wir eingegangen. Für die Rückhaltung ist natürlich auch wieder die chemische Form, in der das Jod vorliegt, von großer Bedeutung. Wir hatten im Rahmen des Genehmigungsverfahrens unterstellt, daß das beim Bersten freigesetzte Jod in elementarer Form vorliegt. Wenn es sich aufgrund der notwendigen Experimente herausstellen sollte, daß das Jod vielmehr als anorganisches Jodid, zum Beispiel als Caesium-Jodid, freigesetzt wird, so wäre mit einer höheren Rückhaltung zu rechnen.

W. Ullrich (GRS):

Ich glaube, damit ist die Frage beantwortet. In Ihrem Manuskript und auch hier ist auf den TMI-Störfall ganz kurz eingegangen worden, der überhaupt den Anstoß zu diesen ganzen Untersuchungen gegeben hat.

K. Stäbler (EVS Stuttgart):

Ihre neue Bewertung des Spaltproduktverhaltens muß doch auch zu einer Neubewertung des Störfalls „Versagen des Sicherheitsbehälters“ im Rahmen der deutschen Risikostudie führen. Wie wirkt sich hier Ihre Neueinschätzung aus?

F. Lange (GRS):

Wir haben uns hier nur mit dem beherrschten Kühlmittelverlust-Störfall befaßt. Außerdem stand für die einzelnen Parameter, die das Freisetzungsverhalten von Jod bestimmen, das Genehmigungsverfahren im Vordergrund. Das erfordert eine konservative Betrachtungsweise im Gegensatz zu Risikoanalysen, die eher auf die Erwartungswerte einzelner Größen abzielen. Die von Ihnen angesprochenen Unfallabläufe der deutschen Risikostudie beziehen sich auf Kernschmelzen. Damit sind jedoch andere Ereignisabläufe verbunden, die insbesondere zu massiver Freisetzung in die Sicherheitsbehälter-Atmosphäre führen. Das hier diskutierte Modell wird jedoch anwendbar, soweit es um den Austausch von Spaltprodukten zwischen Gas- und Wasserphase des Sicherheitsbehälters geht. Beim Versagen des Sicherheitsbehälters und dadurch verursachten Verdampfen von Sumpfwasser ist der damit verbundene Übertrag von Spaltprodukten in die Atmosphäre angesprochen.

W. Ullrich (GRS):

Man sollte den zweiten Schritt nicht tun, bevor man den ersten richtig verstanden hat. Deshalb haben wir zunächst den Brennstoff im Druckbehälter betrachtet und zu kühlen versucht, um von daher das Spaltproduktverhalten und die Jodchemie aufzurollen. Ich bin sicher, daß der nächste Schritt sein wird, ähnliche Mechanismen zu untersuchen. Im Falle von Kernschmelzen gibt es ja ganze Forschungsprogramme, die dahingehend ausgerichtet sind. Sie sind aber noch so weit im Anfangsstadium, daß sie hier in diesem Referat noch keinen Niederschlag finden konnten.

F. Baumgärtner (TU München):

In Tafel 2 wird aufgrund eines Experiments in Oak Ridge mit lange gelagerten Brennstäben (jedoch ohne Abbrandgabe) dezidiert festgestellt, daß auch bei einem Kühlmittelverlust-Störfall 1,5 % des Jods vom Gap-Inventar in die Gasphase freigesetzt und davon wiederum 75 % abgeschieden werden.

Aufgrund der Schlußfolgerungen, die vor allem von Außenstehenden aus solchen Behauptungen (die lediglich Annahmen, d.h. Vermutungen sind) gezogen werden können, möchte ich darauf hinweisen, daß Fachleute mit chemischen Erfahrungen quantitative Aussagen dieser Art erst treffen würden, nachdem sie den Löslichkeitsverlauf des Jods in Abhängigkeit von der Temperatur und den dazugehörigen Dampfdruck festgestellt und in Rechnung gesetzt haben.

F. Lange (GRS):

Dazu möchte ich folgendes sagen! Selbstverständlich verstehe ich, daß es für den Chemiker naheliegt, sich die Löslichkeitskurven zu betrachten. Tatsache ist aber, daß im Normalbetrieb und auch beim Störfall die freigesetzten Jodmengen im Verhältnis zu der Löslichkeit sowohl von elementarem Jod und erst recht natürlich von Jod in anorganischen Verbindungen so viel höher liegen, daß die Löslichkeitskurven hier überhaupt keine Rolle spielen. Mit anderen Worten, wir haben auf dem Diagramm, welches den Verteilungskoeffizienten als Funktion der Jodkonzentration im Wasser zeigt, gesehen, daß die Berstfreisetzung zu Sumpfwasserkonzentrationen um 10^{-2} Milligramm pro Liter führt. Würde das gesamte im Kern befindliche Jod freigesetzt, erreicht man den Konzentrationsbereich um 1 mg/l. Die Löslichkeit von elementarem Jod bei Temperaturen zwischen 20 und 100 °C liegt aber über 300 Milligramm pro Liter. Das heißt, auch die maximal möglichen Jodkonzentrationen sind um Größenordnungen davon entfernt. Wenn zum Beispiel Cäsiumjodid vorliegt, können sich in einem Liter heißen Wasser 1 1/2 kg CsJ lösen. Ich glaube, die Frage der Löslichkeit ist hier nicht primär.

F. Baumgärtner (TU München):

Eine Simulation des Spaltproduktgemisches zusammen mit Uranoxid wäre dabei wünschenswert, ist aber nicht unbedingt notwendig. Einfache Löslichkeitsuntersuchungen, zum Beispiel von elementarem Jod in destilliertem Wasser, würden an der Problemstellung jedoch vorbeigehen, weil für den chemischen Zustand eines Elements in wässriger Lösung nicht nur der pH-Wert, sondern ebenso die in Lösung herrschenden thermodynamischen Bedingungen berücksichtigt werden müssen, die pauschal im Redoxpotential des Systems erfaßt werden.

F. Lange (GRS):

Die Versuche zum Verteilungskoeffizienten von Jod wurden sowohl in destilliertem Wasser als auch mit Wasser aus dem Brennelementlagerbecken und mit Primärkühlmittel durchgeführt. In der Tat stellt sich die Frage der Übertragbarkeit auf die beim Störfall vorliegenden Bedingungen im Sumpfwasser. Die realsten Bedingungen wurden bisher bei TMI angetroffen, und dazu liegen Ergebnisse zum Verteilungskoeffizienten von Jod vor.

H. Nickel (KFA Jülich):

Da Uran vorab ausgelaugt wird, spielt es für diese Untersuchungen gar keine Rolle. Dafür ist aber der Temperatureinfluß auf die Löslichkeit nicht ohne weiteres zu vernachlässigen.

W. Ullrich (GRS):

Die Versuche wurden zum großen Teil in destilliertem Wasser durchgeführt. Für weitere Untersuchungen ist ein Forschungsvorhaben beantragt.

Wie sind Dampfexplosionen im Lichte neuerer Erkenntnisse zu beurteilen?

— Möglichkeit, Ablauf und Wirkung —

Von F. Mayinger¹⁾

Kurzfassung

Experimentelle und theoretische Untersuchungen zur Phänomenologie und Wirkung von Dampfexplosionen lassen inzwischen realistischere Abschätzungen zur Möglichkeit der Gefährdung von Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter durch ein solches Ereignis zu, als dies noch zur Zeit der Erarbeitung des Rasmussen-Berichtes und der deutschen Risikostudie – Phase A – möglich war. Es werden der Stand des Wissens und anhand einfacher, physikalischer Betrachtungen die Grenzen der mechanischen Auswirkungen dargestellt.

Abstract

Experimental and theoretical investigations performed in the last years and concerning the phenomenology and the effect of steam explosions allow a much more realistic estimation, whether and how the pressure vessel and the containment could be endangered by such an accident than this was possible at the time when the Rasmussen-study and the "Deutsche Risikostudie" – Phase A – were published. The status of knowledge and some simple physical deliberations with respect to the mechanical effect of a steam explosion are presented.

Prozeß des Coreschmelzens und Möglichkeit von Dampfexplosionen

Sowohl der Rasmussen-Bericht [1] als auch die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke [2] sagen die höchsten Freisetzungsraten in die Umgebung für den Fall voraus, daß im Laufe eines Kernschmelzunfalles relativ früh eine Dampfexplosion auftritt, die den Reaktordruckbehälter oder den Sicherheitsbehälter oder beide zerstört. Im zeitlichen Verlauf des Kernschmelzunfalles unterscheidet man die in Bild 1 angedeuteten vier Phasen der

- Kernaufheizung,
- Restwasserverdampfung,
- Aufheizung des Reaktordruckbehälterbodens und
- Betondurchdringung.

Wechselwirkungen zwischen Schmelze und Wasser können in der 1. Phase eintreten, wenn die Schmelze – auch Corium genannt – in den Raum des Reaktordruckbehälterbodens eindringt und dort noch Wasser vorfindet, aber auch in der 4. Phase, wenn die Schmelze das Betonfundament durchdringt und dabei Kammern oder Kavernen öffnet, die mit Wasser, herrührend aus der vorangegangenen Blowdown-Phase, gefüllt sind. Die Zusammensetzung der Schmelze in der 1. und in der 4. Phase ist sehr unterschiedlich. Sie besteht zu Beginn zu etwa 60 % aus Uranoxyd mit Beimischungen von Zirkonium, Zirkoniumdioxid und Eisen, während in der 4. Phase wegen des inzwischen aufgeschmolzenen Strukturmaterials Eisen und Eisenoxid im Schmelzbad überwiegt. Die erstgenannte Zusammensetzung wird mit Corium A, die letztgenannte mit Corium E bezeichnet. Sie unterscheiden sich vor allem in der Viskosität, der Wärmeleitfähigkeit, der spezi-

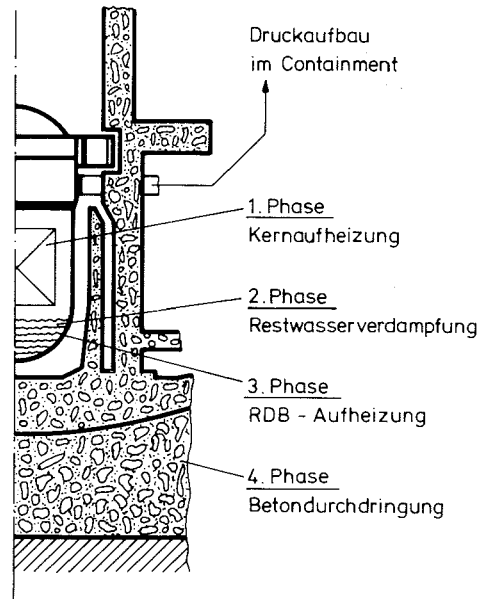


Bild 1: Phasen des Kernschmelzens

fischen Wärme, der Dichte und der Oberflächenspannung. Zusätzlich muß man zwischen einem überwiegend oxidierten und einem metallischen Zustand dieser Schmelzen unterscheiden.

Für das Abschmelzen des Reaktorkernes in den Druckbehälterboden gibt es verschiedene Modellvorstellungen. Man kann zum Beispiel daran denken, daß, wie in Bild 2a skizziert, aus einem aufgeschmolzenen Kernbereich ein Flüssigkeitsstrahl durch die untere Core-Tragstruktur in das Wasserbad des Druckbehälterbodens gelangt, wobei der Schmelzstrahl durch Schubspannungs- und Impulskräfte aufgefächert und im Wasserbad zerteilt wird. Man könnte sich auch vorstellen, daß die Schmelze in einem Tropfenschauer, gemäß Bild 2b, in das Wasser gelangt. Schließlich gibt es in der Literatur noch die Annahme, daß ein Teil der Core-Tragstruktur versagt (Bild 2c) und eine große Masse zerstörter Brennelemente abstürzt. Im letztgenannten Fall kann diese Masse nicht flüssig sein, da die Schmelze eine relativ niedrige Viskosität von einigen Centipoise besitzt, die es unmöglich macht, daß größere Mengen im flüssigen Zustand für längere Zeit im Kernbereich gehalten werden, ohne daß sie ablaufen bzw. abtropfen. Zum Aufschmelzen einer großen Kernmasse bedarf es aber mehrerer Minuten.

In der 4. Phase des Kernschmelzunfalles ist es durchaus denkbar, daß große Wassermengen mit einem im Betonfundament liegenden Schmelzsee plötzlich in Berührung kommen, zum Beispiel dadurch, daß die Betonwände seitlich des Reaktordruckbehälters durch Schmelzangriff zerstört werden und das in den äußeren Kavernen gesammelte Wasser über den Schmelzsee strömt. Wegen der hohen Dichteunterschiede zwischen Schmelze und Wasser ist aber die Neigung zur intensiven Vermischung beider Fluide gering. Eine gewisse Rühr- und damit Mischwirkung haben allerdings Gasblasen, welche

¹⁾ Professor Dr.-Ing. Franz Mayinger, Lehrstuhl A für Thermodynamik, TU München

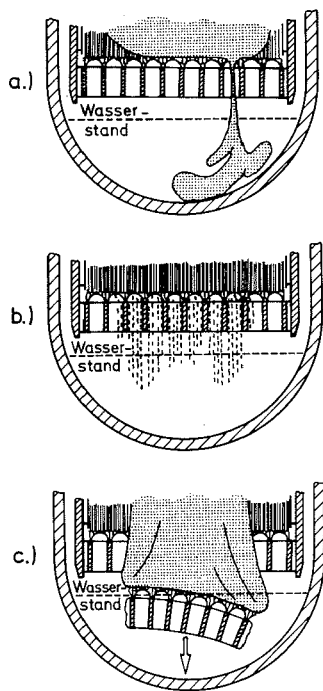


Bild 2: Versagensmechanismen des Kerns

durch die Wechselwirkung zwischen Schmelze und darunterliegendem Beton entstehen und durch die Schmelze zum darüberliegenden Wasserbad aufsteigen. Untersuchungen von Fritz [3] haben allerdings gezeigt, daß diese Rührwirkung nicht ausreicht, um die für eine größere Dampfexplosion notwendige Vermischung zwischen Schmelze und Wasser zu bewirken.

In der Literatur wird nicht immer zwischen einer Dampfexplosion und einer heftigen Verdampfung von Wasser unterschieden. Bei einer Dampfexplosion wird, wie am Oszillogramm in Bild 3 demonstriert, innerhalb weniger Sekunden ein Drucksprung beobachtet, während die übliche, auch noch so heftige Verdampfung einen stetigen Druckanstieg mit um Größenordnungen kleineren Gradienten und – bezogen auf die beteiligten Massen – noch erheblich geringeren Amplituden hervorruft.

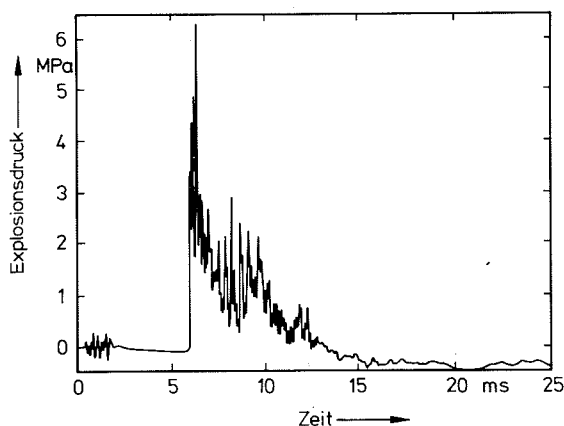


Bild 3: Druckstoß bei Dampfexplosion

Dampfexplosionen sind kein Spezifikum des Kernschmelzunfalles, sie wurden schon verschiedentlich in Industriezweigen beobachtet, die heiße Metallschmelzen handhaben. Es wird auch von Todesfällen durch Dampfexplosionen in Gießereien berichtet, wobei die Todesursache jedoch in allen Fällen nicht die Druckwelle der Explosion, sondern Verbrennungen durch flüssiges Metall war. Für Sachschäden an Gießereihallen – zum Beispiel Zerstörung des Daches – genügen schon Druckwellen von wenigen Zehntel bar, während der Sicherheitsbehälter des Reaktors auf mehrere bar und der Druckbehälter auf über 200 bar Zerstörungsgrenze ausgelegt sind.

Auch bei einigen frühen Unfällen in kerntechnischen Anlagen werden Wirkungen von Dampfexplosionen vermutet. So gibt zum Beispiel das Schadensbild des im Dezember 1952 aufgetretenen Unfalles im kanadischen NRX-Versuchsreaktor Hinweise auf eine Coreschmelz-Wasserwechselwirkung. Der Unfall wurde durch eine rasche Leistungsexkursion verursacht, wobei einige Brennelemente schmolzen und anschließend eine Explosion auftrat. Bei der Analyse des Unfalls muß man auch beachten, daß die chemische Reaktion zwischen Aluminium und Wasser und die Verpuffung freien Wasserstoffs eine wesentliche Rolle gespielt haben können. Im Juli 1954 ereignete sich ein Unfall an dem Versuchsreaktor BORAX, und die dabei vermutlich aufgetretene Dampfexplosion wurde wiederum durch die steile Leistungsexkursion ausgelöst, bei der innerhalb von 30 ms der größte Teil der Brennelementplatten nicht nur schmolz, sondern durch die Leistungsexkursion und dabei verpuffungsartig aufgetretene Gasfreisetzung geschmolzene Partikel mit Wasser explosionsartig vermischt wurden. 1961 ereignete sich der Unfall am SL-1-Reaktor, mit dem ebenfalls eine plötzliche Leistungsexkursion einherging, wobei offensichtlich nicht nur ein Schmelzen, sondern sogar ein teilweises Verdampfen der Brennelemente auftrat, was wiederum eine äußerst heftige Mischung zwischen Schmelze und Wasser verursachte. Schließlich ist noch der Unfall an der SPERT-1b-Anlage zu erwähnen, bei dem sich wenige Millisekunden nach einer Leistungsexkursion eine Dampfexplosion einstellte, wobei durch die Leistungsexkursion etwa 35 % des Cores schlagartig geschmolzen wurden. Es ist festzuhalten, daß in all den genannten Unfällen die enorme Energiefreisetzung während der Leistungsexkursion die Dampfexplosion auslöste. Leistungsexkursionen dieser Spontanität und Größe sind in Leistungsreaktoren physikalisch nicht möglich, weshalb diese Unfälle, wie später noch im einzelnen erläutert wird, für Betrachtungen zur Dampfexplosion bei Leichtwasserreaktoren atypisch sind und nicht herangezogen werden können.

Physik der Dampfexplosionen

Unter Dampfexplosion versteht man die schlagartige – innerhalb weniger Millisekunden – Verdampfung von Flüssigkeit, was infolge der Volumenvergrößerung eine Druck- bzw. Stoßwelle verursacht. Voraussetzung für diese spontane Verdampfung ist die hinreichend große Überhitzung der Flüssigkeit über die Gleichgewichts-Sättigungstemperatur, was nur durch direkten, flüssigen Kontakt zwischen Schmelze und Flüssigkeit geschehen kann. Normalerweise erfolgt der Wärmetransport von der Schmelze an die Flüssigkeit durch Filmsieden, das heißt, zwischen Schmelze und Flüssigkeit bildet sich ein Dampffilm, der isolierende Wirkung hat und eine stetige Verdampfung gewährleistet. Dieser Dampffilm ist, wie man aus vielen Siedexperimenten weiß, im allgemeinen sehr stabil.

Aus den Überlegungen in der Literatur haben sich in jüngerer Zeit zwei Theorien herauskristallisiert, die den flüssigen Kontakt des Wassers mit der Schmelze als Voraussetzung für die Dampfexplosion physikalisch zu erklären versuchen. Es ist dies

- die sogenannte spontane Keimbildungstheorie von Fauske [4] und
- das Stoßwellenmodell nach Board und Hall [5].

Die Keimbildungstheorie von Fauske geht von der in der Thermodynamik und Wärmeübertragung seit langem bekannten Erkenntnis aus, daß es zur Verdampfung sogenannter Siedekeime bedarf und unterstellt, daß diese Siedekeime an der Kontaktstelle zur Schmelze, an der die Aufheizung des Wassers erfolgt, zunächst nicht vorhanden bzw. noch nicht aktiviert sind. Die Siedekeimaktivierung nimmt mit Annäherung an eine bestimmte Temperatur, die sogenannte spontane Siedekeimtemperatur, wie in Bild 4 skizziert, plötzlich und exponentiell zu. Fauske geht deshalb davon aus, daß das Wasser an der Schmelzoberfläche so lange im flüssigen Kontakt aufgeheizt werden kann, bis diese spontane Siedekeimtemperatur nahezu erreicht ist. Für Wasser von Umgebungsdruck liegt diese spontane Siedekeimtemperatur etwa bei 300 °C, ist also größenordnungsmäßig gleich der Leidenfrost-Temperatur, mit der sie auch physikalisch verwandt ist. Es gibt eine Reihe Experimente und theoretischer Studien, die dieses Kriterium von Fauske für das Auftreten einer Dampfexplosion stützen – zum Beispiel [6] –, aber es existieren auch Arbeiten, welche diese spontane Keimbildungstheorie erheblich in Zweifel ziehen – zum Beispiel [7] –. Auch Experimente beweisen, daß dieses Kriterium in vielen Fällen nicht gültig sein kann [8].

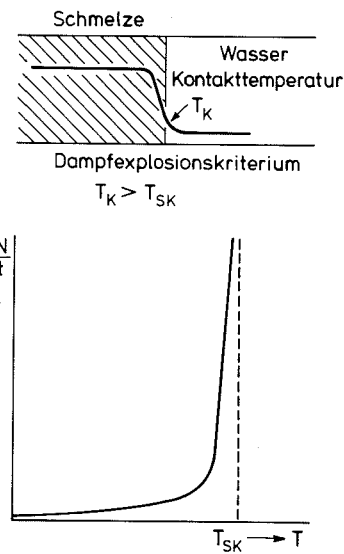


Bild 4: Zum spontanen Keimbildungsmodell als Einleitungsmechanismus einer Dampfexplosion

Aus den einfachen Gesetzen der Wärmeleitung kann man sofort ableiten, daß trotz des flüssigen Kontaktes zwischen Schmelze und Wasser äußerst große Kontaktflächen existieren müssen, um hinreichend große Wassermengen für eine Dampfexplosion zu überhitzen, da die Wärmeleitfähigkeit im Wasser gering ist und Konvektion wegen der kurzen, zur Verfügung stehenden Zeit nicht auftreten kann. Die Schmelze muß also im Wasser fein dispergiert sein und man spricht von einer mikroskopischen Fragmentation der Schmelze. Die spontane Keimbildungstheorie gibt keine Erklärung dafür, wie sich diese äußerst feine Fragmentation einstellen soll.

Die Theorie von Board und Hall [5] behandelt die Entstehung der Dampfexplosion ähnlich wie die Zündung und Fortpflanzung einer detonativen chemischen Reaktion infolge einer Stoßwelle. In Bild 5 ist der Versuch unternommen worden, den Reaktionsmechanismus zu erläutern. Auch bei dieser Theorie wird vorausgesetzt, daß die Schmelze im Wasser durch irgendeinen hydrodynamischen Prozeß dispers verteilt und bis zu einem gewissen Grad vorfragmentiert ist. Eine solche Vorfragmentation kann man sich zum Beispiel während des Einströmens des aus dem Kernbereich kommenden Schmelz-Freistrahles in das Wasserbad im Reaktordruckbehälterboden vorstellen, wobei die vom Wasser auf den Schmelz-Freistrahle wirkenden Scher- und Impulskräfte die Schmelze in mehr oder weniger große Tropfen verteilen. Board und Hall nehmen nun an, daß sich diese Tropfen, entsprechend dem Gesetz des Filmsiedens, zunächst mit einem Dampffilm umgeben. Erfolgt nun aus irgendeinem Grunde örtlich ein Druckstoß, so kann dieser Dampffilm um die Schmelztropfen, infolge der Verschiebung längs der Sättigungslinie des Wassers, kondensiert werden. Die Stoßwelle hat unterschiedliche Geschwindigkeit im Schmelztropfen und im umgebenden Wasser. Es wird angenommen, daß dieser Unterschied in der Fortpflanzungsgeschwindigkeit der Stoßwelle eine Feinfragmentierung der vorfragmentierten Schmelztropfen bewirkt, gleichzeitig über einige Millisekunden einen flüssigen Kontakt zwischen der jetzt feinfragmentierten Schmelze und dem Wasser gewährleistet. Im Laufe der Druckabsenkung hinter der Stoßfront kommt es dann zu einer heftigen Verdampfung, nämlich der Dampfexplosion. Aus dieser Explosionsenergie wird teilweise die weiterlaufende Stoßwelle gespeist, so daß man sich einen exponentiellen Anstieg der Reaktion vorstellen kann.

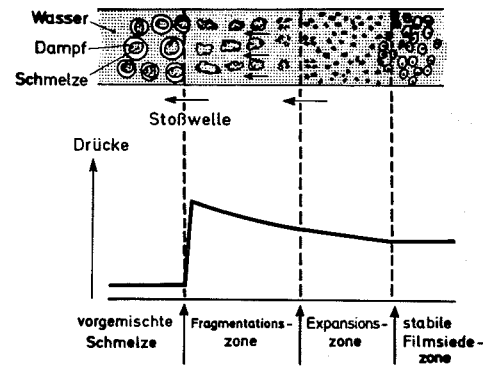


Bild 5: Zum Stoßwellenmodell als Einleitungsmechanismus einer Dampfexplosion

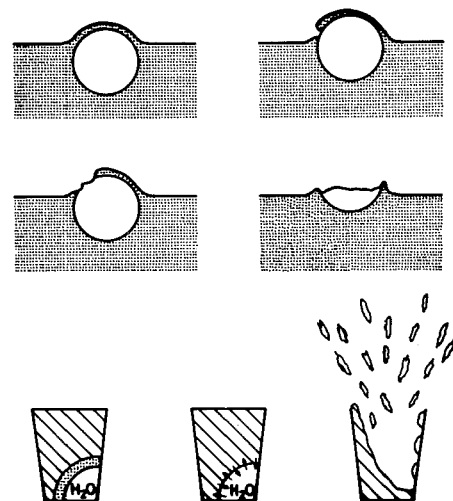


Bild 6: Möglichkeiten des Einschusses (Entrapment) von Wasser in erstarrende Schmelze

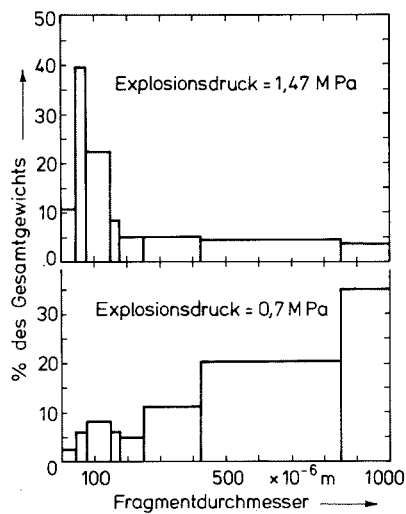


Bild 7: Tropfenspektrum und Explosionsdruck

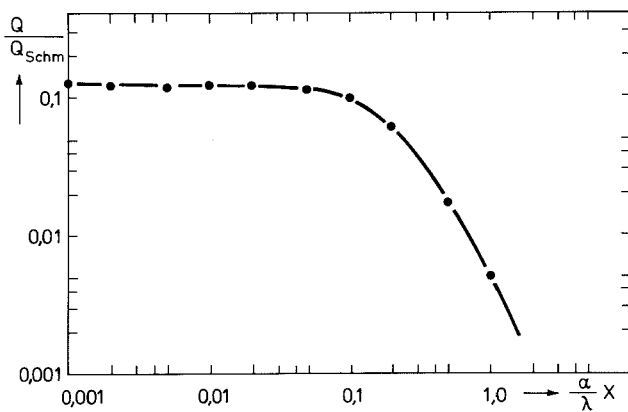


Bild 8: Maximale aus der Schmelze an das Wasser entspeicherbare Energie

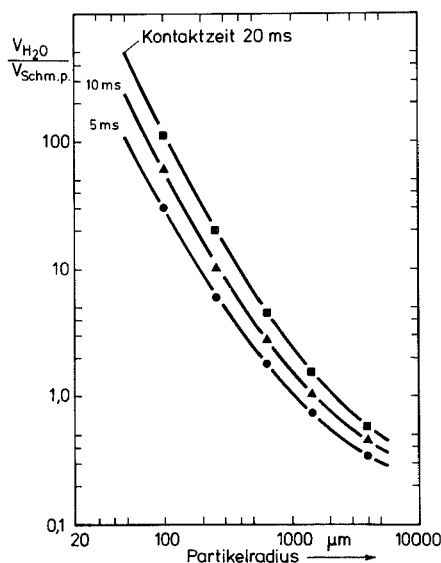


Bild 9: Notwendiges Verhältnis von Wasservolumen zu Schmelzevolumen für einen größtmöglichen Wärmetransport von Schmelze an Wasser

Die Theorie von Board und Hall geht davon aus, daß vor Beginn der Dampfexplosion ein Druckstoß initiiert wird, für dessen Entstehung es einfache und durchaus plausible Erklärungen gibt. Er kann zum Beispiel davon herrühren, daß bei einer örtlichen Erstarrung der Schmelze, wie in Bild 6 skizziert, Wasser eingeschlossen wird, das aber immer noch Wärme von der es umgebenden festen Masse bezieht, deshalb im Laufe seiner Erwärmung einen Dampfdruck aufbaut und schließlich sich explosionsartig aus dem Einschluß – Entrapment genannt – befreit. Manchmal wird auch angenommen, daß bei Temperaturen in der Nähe der Leidenfrost-Grenze das Filmsieden kurzzeitig in Blasensieden umschlägt und der plötzliche Zusammenbruch des den Schmelztropfen umgebenden Dampffilmes eine heftige Verdampfung mit Druckstößen hervorruft.

Auch die Theorie nach Hall setzt voraus, daß Schmelze und Wasser vorvermischt sind. Diese Vorvermischung hat in einer extrem kurzen Zeit zu erfolgen, da sonst in lokalen Teilbereichen entweder genügend Blasenkeime gebildet sind oder eine zu früh initiierte Stoßwelle auf eine nicht genügend große vorfragmentierte Masse trifft. Es gibt genügend Aktivitäten in der internationalen Literatur, die Theorie nach Board und Hall physikalisch besser zu untermauern [8,9,10,11]. Eine Übertragung auf die geometrischen Bedingungen eines wassergekühlten Reaktors ist jedoch schwierig. In der Literatur gibt es aber auch Hinweise [12], daß die konstruktiven und hydrodynamischen Bedingungen im Reaktor für die Ausbreitung dieser Stoßwelle wesentlich zu ungünstig sind, um eine Dampfexplosion im großen Maßstab überhaupt hervorrufen zu können.

Der Beitrag kollabierender Dampfblasen zur Fragmentation wurde von Benz u.a. [13,14] untersucht, wobei auch lokale Erstarrungsprozesse berücksichtigt werden. Auch aus diesem Modell läßt sich keine Erklärung ableiten, wie große Schmelzmassen feinfragmentiert werden können und damit zur Dampfexplosion im großen Maßstab beitragen können.

Fragmentierung der Schmelze und Umsetzung der Wärme in mechanische Energie

Das Fehlen einer Fragmentierungstheorie ist keineswegs hinreichend, eine als Anfangsbedingung der Dampfexplosion notwendige Vorfragmentierung physikalisch auszuschließen. Wir wollen deshalb einmal annehmen, daß es irgendeinen Mechanismus gäbe, der imstande ist, eine hinreichend große Schmelzmenge in eine Vielzahl kleinster Tröpfchen – in der Größenordnung von weniger als 1 mm Durchmesser – zu fragmentieren. Das Gesetz von der Erhaltung der Energie sagt uns aber dann sofort, daß wir darüber nachzudenken haben, wie groß die Fragmentierungsenergie und die dafür notwendigen Kräfte sein müssen und woher sie kommen. Wir brauchen dazu nur die einfachsten Regeln der Thermodynamik und der instationären Wärmeleitung anzuwenden [15]. Dabei wollen wir zunächst einmal voraussetzen, daß eine Vorfragmentierung durch den Einlaufprozeß von Schmelze in Wasser gegeben ist. Aus der Literatur zu entnehmenden Experimenten [16,17,18,19] wissen wir, daß das Fragmentationsspektrum der Tropfen im Bereich von wenigen Mikrometern bis einigen Millimetern liegen muß, um entsprechend viel Wärme von der Schmelze in der kurzen zur Verfügung stehenden Zeit übertragen zu können und so eine merkliche Dampfexplosion auszulösen. Je grober die Fragmentierung, desto geringer ist der Explosionsdruck bei der Dampfexplosion, wie Bild 7 [19] für das Beispiel einer Corium-E-Schmelze zeigt. Das mit der Schmelze in Kontakt befindliche Wasser kann auch nicht beliebig weit überhitzt werden, sondern höchstens bis zur Leidenfrost-Temperatur, die etwa der spontanen Keimbildungstemperatur entspricht und für Wasser im Druckbereich bis 100 bar maximal 150 K über der Sättigungstemperatur liegt. Aus diesen einfachen thermodynamischen Grundlagenkennt-

nissen und den Gesetzen der instationären Wärmeleitung kann man dann rasch berechnen [15], welchen maximalen Anteil der in den Schmelztropfen gespeicherten Energie man an das Wasser übertragen kann, wobei vorausgesetzt werden muß, daß für diesen Transportprozeß aus physikalischen Gründen des Dampfexplosions-Ablaufes nur wenige Millisekunden zur Verfügung stehen. Das Ergebnis ist in Bild 8 wiedergegeben. Man erkennt, daß nur wenig mehr als 10 % der maximal zur Verfügung stehenden Wärme tatsächlich in das Wasser fließen kann, um dort zur Explosionsenergie beizutragen. Als maximal zur Verfügung stehende Wärme in der Schmelze ist diejenige Wärmemenge anzusehen, die bei vollständigem Temperatúrausgleich zwischen Schmelze und Wasser in das Wasser fließen würde. Wegen der instationären Wärmeleitung spielt die Dicke der Wasserschicht zwischen zwei Schmelzpartikeln eine große Rolle. Mit x ist in Bild 8 der halbe Abstand zwischen zwei Schmelzpartikeln, also die halbe Dicke der Wasserschicht, bezeichnet. α ist der Wärmeübergangskoeffizient zwischen Schmelze und Wasser und λ bedeutet die Wärmeleitfähigkeit des Wassers.

Aus diesen Wärmetransportüberlegungen kann man auch abschätzen, in welchem Verhältnis das die Schmelzpartikel umgebende Wasservolumen zum Schmelzvolumen sein muß. Bild 9 zeigt diese Wasser/Schmelzeverhältnisse in Abhängigkeit von der Tropfenabmessung und für verschiedene angenommene Kontaktzeiten. Die Annahme einer Kontaktzeit von 20 ms ist sicher zu hoch gegriffen, und bereits eine Kontaktzeit von 10 ms dürfte die physikalisch äußerste Möglichkeit sein. Aus dem Bild ist ersichtlich, daß für eine optimale Schmelze/Wasserreaktion das Schmelzteilchen, je nach Durchmesser, von stark unterschiedlichen Wassermengen umgeben sein muß. Eine Fragmentierung und Dispersion der Schmelzteilchen, entsprechend der in Bild 9 dargestellten optimalen Bedingungen, ist aber in einem tatsächlichen Schmelze/Wassergemisch physikalisch unmöglich. Die Wärmeentbindung an das Wasser wird deshalb erheblich geringer sein, als unter optimalen Bedingungen in Bild 8 vorausgesetzt, das heißt, das Verhältnis Q/Q_{Schm} wird weit unter den dort angegebenen 10 % bleiben.

Man kann jetzt mit den einfachen Grundlagen der Thermodynamik, nämlich dem Ansatz für den Carnotschen Wirkungsgrad, der ja die maximal mögliche Umsetzung von Wärme in mechanische Energie angibt, weiterrechnen, wobei man als obere Temperatur die Leidenfrost-Temperatur und als untere Temperatur die Sättigungstemperatur des Wassers einsetzt. Beides sind die Temperaturgrenzen für die Dampfexplosion. Man kommt dann zu einem Umsetzungsgrad thermischer in mechanische Energie von 20 bis 30 %. Multipliziert man diesen Umsetzungsgrad mit dem oben diskutierten Verhältnis der maximal in das Wasser einzubringenden Wärme, so findet man, daß selbst unter ungünstigen Bedingungen nur rund 2 bis 3 % der in der Schmelze verfügbaren Wärme in mechanische Energie der Dampfexplosion umgewandelt werden können. Der Carnotsche Wirkungsgrad ist für diese Art einer „thermodynamischen Maschine“ sicher viel zu hoch gegriffen, und der tatsächliche thermische Umsetzungsgrad dürfte bis zu einer Zehnerpotenz kleiner sein.

Diese einfachen Überlegungen gestatten aber auch, die Kräfte und Energien abzuschätzen, die zur Fragmentierung einer gegebenen Schmelzmasse notwendig sind. Wenn man annimmt, daß die Schmelzmasse vor der Fragmentierung kugelförmige Gestalt hat und auch die feinfragmentierten Teilchen Kugeln sind, so ergibt sich für die oben diskutierte optimale Dispersion von 10 t Schmelze in Wasser aus einer einfachen Beschleunigungsrechnung eine notwendige Kraft in der Größenordnung von 10^8 N. Hierbei ist vorausgesetzt, daß aus thermodynamischen Gründen die Dispersion innerhalb von 3 ms abgeschlossen sein muß. Die für diese Fragmentierungskraft benötigte Energie muß aus der Explosionsenergie der Schmel-

ze/Wasserreaktion gedeckt werden, und man kann daraus bereits absehen, daß eine Dampfexplosion in großem Maßstab äußerst unwahrscheinlich, ja physikalisch unmöglich ist.

Überlegungen zum Energiebedarf für die Herstellung der Schmelze/Wasserdispersion, die eine unabdingbare Voraussetzung für die Dampfexplosion ist, wurden auch von Cho u.a. [20] angestellt. Cho ging dabei von der Annahme aus, daß 10 ms – ein absolut oberster Wert – für die Fragmentation und Mischung zur Verfügung stünden. Er kam zu dem Ergebnis, daß die Energie, die zum Fragmentieren und Mischen einiger Tonnen Schmelze notwendig wäre, das Energieäquivalent an Wärme übersteigt, das während der gleichen Zeit von der Schmelze an das Wasser bei Direktkontakt übertragen werden könnte, das heißt, die aufzubringende Mischungsenergie ist größer als die maximal der Explosion zur Verfügung stehende Energie. Bei kleineren reagierenden Schmelzmengen ist dieses Verhältnis nicht so ungünstig, da das Mischungsvolumen mit der dritten Potenz und die wärmeübertragende Fläche mit der zweiten Potenz abnimmt.

Die zur Verfügung stehenden kurzen Zeiten von wenigen Millisekunden rühren zum einen daher, daß sich bei längeren Zeiten keine Stoßwelle mehr ausbildet, sondern eine langsame, stetige Verdampfung mit Filmsieden auftreten würde, und zum andern, daß während der Ausbildung des dispersen Gemisches keine lokale Reaktion stattfinden darf, da sonst die Vorfragmentierung gestört würde und es nur zu Dampfexplosionen mit Teilmengen käme, deren Druckspitzen aber harmlos sind.

Damit kann man das Ergebnis dieser einfachen Überlegungen wie folgt zusammenfassen:

- Eine Mischung von Schmelze und Wasser in der notwendigen kurzen Zeit und in dem erforderlichen äußerst feinen Dispersionsgrad ist unmöglich, da die dafür aufzubringende Energie für große Massen im System nicht zur Verfügung steht.
- Unterstellt man eine längere Mischungsperiode, die weniger Energie benötigen würde, so ist dies nicht realisierbar, da es nicht möglich ist, Schmelze und Wasser so lange und an allen Stellen stabil in flüssigem Kontakt zu halten, ohne daß vorher an irgendeiner Stelle Verdampfung auftritt.

Mechanische Auswirkungen von Dampfexplosionen

Von den zahlreichen Veröffentlichungen in der Literatur, die sich mit dem Phänomen der Dampfexplosion beschäftigen, befassen sich leider nur wenige mit dem Umsetzungsgrad von Wärme in mechanische Energie bei diesem thermodynamischen Vorgang und mit den zu erwartenden mechanischen Auswirkungen auf den Reaktor. Eine detaillierte Literaturübersicht ist in [21] zu finden.

Systematische Untersuchungen mit Stahl- und Urandioxid-Schmelzen wurden von Kottowski [22,23] durchgeführt. Bei diesen Experimenten wurde ein von Gas getriebener Wasserstrahl in die Schmelze geschossen. Durch Änderung der Beschleunigung dieses Wasserstrahles war es möglich, die Fragmentation und die Mischung zwischen Wasser und Schmelze zu beeinflussen. Mit zunehmender kinetischer Energie der beschleunigten Wassersäule nahm, wie zu erwarten, der Anteil an fragmentierter Schmelze zu. Der Zusammenhang zwischen kinetischer Energie und fragmentierter Schmelzmenge ist jedoch nicht linear und der Anstieg der Kurve für den fragmentierten Anteil nimmt bei sehr hoher kinetischer Energie wieder merklich ab. Das bedeutet, daß es bei größeren Schmelzmassen zunehmend schwieriger wird, diese auch zu fragmentieren. Aus diesem Versuchsergebnis kann man den Schluß ziehen, daß es nicht zulässig ist, von Experimenten in kleinem Maßstab auf das zu erwartende Verhalten großer Schmelzmassen linear zu extrapolieren.

Tafel 1: Versuchsparameter einiger neuerer Experimente zu Dampfexplosionen

	Versuchsparameter		
	Schmelzmaterial	Schmelzmenge	Umgebungsdruck MPa
Tankexperiment SANDIA	Fe+Al ₂ O ₃	10 kg	0,1
THERMIR	Sn, Al	7 kg	0,1
Kesselexperiment Ispra	Stahl, UO ₂ , NaCl	2 kg	< 2,5
Stoßwellenrohr Ispra	Stahl, UO ₂ -Granulat	130 g	< 2,6
Reaktionskammer SANDIA	Stahl, Corium E	30 g	≈ 0,1
Wassereinschlußexperimente IKE	Sn, Cu	1 kg Schmelze 0,5 g Wasser	0,1
Tröpfchen- und Eingießexperimente IKE	Glas, Pb, Cu, Al	2 g	0,1
Tröpfchenexperimente SANDIA	Fe, FeO _{1,73} , Al ₇ O ₃	0,1 g	0,1 – 1

In den Experimenten sind die geometrischen Randbedingungen häufig aus guten Gründen idealisiert, nämlich um reproduzierbare und interpretierbare Meßergebnisse zu erhalten. Diese idealen Bedingungen für die Ausbreitung einer Dampfexplosion liegen in der tankähnlichen und mit Einbauten versehenen Geometrie des Reaktordruckbehälters oder des Sicherheitsbehälters sicher nicht vor. Experimente mit Tankgeometrie werden in [24,25,26] vorgestellt (Tafel 1). Die Messungen wurden dabei mit Stahl-, Uranoxid-, Natriumchlorid- und Thermit-Schmelzen durchgeführt. Häufig kam es bei diesen Experimenten nicht zu einer Dampfexplosion, sondern nur zu einer heftigen Ausdampfreaktion des Wassers mit mäßigem Druckanstieg. Große Experimente mit Schmelzmassen im Bereich von 10 kg wurden bei SANDIA [26] durchgeführt. Sie hatten zum Ziel, den Umsetzungsgrad bei Dampfexplosionen zu messen. Die Thermitschmelze drang in freiem Fall mit einer Temperatur von etwa 2700 °C in das Wasserbad ein, dessen Anfangstemperatur zwischen 20 und 96 °C variiert wurde. Bei den meisten dieser Experimente trat eine Dampfexplosion 0,5 bis 3 s, nachdem der Schmelzstrahl in das Wasser eingedrungen war, auf. Dabei lag in 90 % aller Fälle der Umsetzungsgrad von Wärme in mechanische Energie unterhalb 0,5 %. Als höchster Wert wurden 1,34 % gemessen. In ihren geometrischen Randbedingungen stehen diese SANDIA-Experimente sicher den Reaktorverhältnissen näher

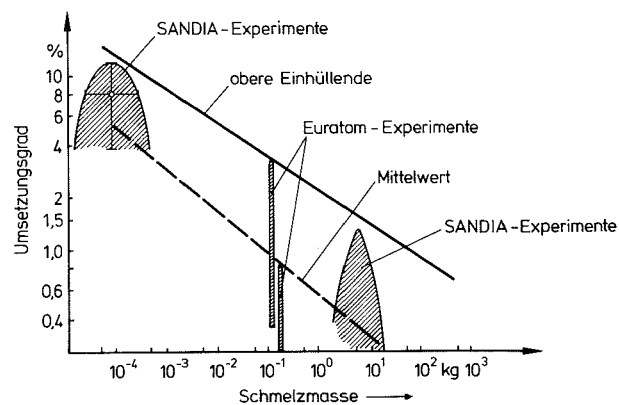


Bild 10: Abnahme des Umsetzungsgrades mit der Masse der an der Dampfexplosion beteiligten Schmelze

als viele andere Versuche, über die in der Literatur berichtet wird. Man muß jedoch beachten, daß sich Thermit-Schmelzen unterschiedlich zu Corium-Schmelzen verhalten, was auf ihre anderen thermodynamischen Eigenschaften zurückzuführen ist.

In weiteren Versuchen bei SANDIA [27] wurde Corium A und Corium E verwendet. Hierbei wurde bei Corium A eine weniger feine Fragmentation als bei Corium E beobachtet und dementsprechend lagen auch die Umsetzungsgrade bei Corium E etwa höher als bei Corium A. Im letztgenannten Falle wurden durchweg Umsetzungsgrade unter 0,05 % gemessen.

Eine zusammenfassende Darstellung und Auswertung von Meßergebnissen zum Umsetzungsgrad von Dampfexplosionen ist in [21] zu finden. Ein Vergleich der Meßwerte zeigt, wie in Bild 10 demonstriert, daß der Umsetzungsgrad mit zunehmender Schmelzmasse stark abnimmt. Selbst wenn man eine obere Einhüllende über alle Versuchsergebnisse zieht, so gelangt man bei Schmelzmassen von einigen 100 kg zu Umsetzungsgraden in der Größenordnung von 0,5 %. Eine Mittelung der Ergebnisse führt zu Werten, die mindestens um den Faktor 5 darunterliegen.

Der Umsetzungsgrad ist, wie Bild 11 zeigt, vom mittleren Partikel-Durchmesser der fragmentierten Schmelze, vom Wasseranteil in der Schmelze und von der Kontaktzeit zwischen Schmelze und Wasser abhängig. Längere Kontaktzeiten führen zu geringeren Wirkungsgraden, was die größere Wärmezufuhr zum Wasser wieder kompensiert. Wesentlich ist auch, daß nur ganz feine Fragmentationspektren die höheren Wirkungsgrade haben, was sich einfach damit erklären läßt, daß aus größeren Tropfen wegen des Wärmeleitwiderstandes die Wärme in der kurzen Zeit nicht in hinreichendem Maße an das Wasser abgeführt werden kann. Der experimentelle Befund, daß der Umsetzungsgrad mit zunehmendem Wasseranteil ansteigt, steht in Übereinstimmung mit den in Bild 9 dargelegten Überlegungen, aus denen hervorgeht, daß das Wasservolumen größer sein muß als das Schmelz-volumen. Das bedeutet, daß die Wassermasse mindestens ein Zehntel der Schmelzmasse betragen muß. Im Reaktordruckbehälter ist – unter der Voraussetzung, daß große Schmelzmassen gleichzeitig reagieren sollen – aus Raumgründen diese Bedingung nicht verifizierbar.

Schließlich ist in Bild 12 die bei den SANDIA-Experimenten [26] gefundene Abhängigkeit des Umsetzungsgrades von der Schmelzmasse dargestellt. Die Tendenz der dort gezeichneten Kurve fügt sich gut in den generellen Trend des Bildes 10 ein.

Nach diesen Betrachtungen zum Umsetzungsgrad einer Dampfexplosion ist nun zu überlegen, welche Auswirkung die dabei freigesetzte mechanische Energie auf die Reaktor-komponenten haben würde. Im Rasmussen-Bericht wurde angenommen, daß 2500 °C heiße Schmelze homogen mit Wasser vermischt ist und daß sich über dieser dispersen Mi-

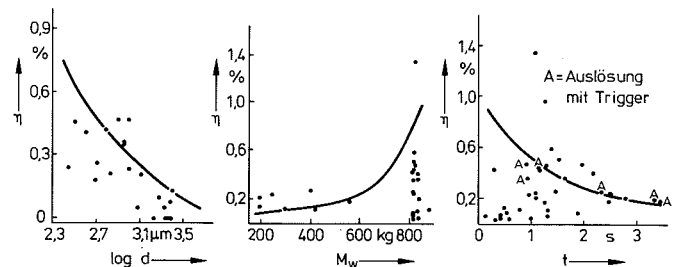


Bild 11: Abhängigkeit des Umsetzungsgrades von Tropfendurchmesser, Wassermenge und Kontaktzeit

schung ein Wasserkolben befindet, der durch die Dampfexplosion gegen den Deckel des Reaktordruckbehälters getrieben wird. Bei diesen Betrachtungen wurden verschiedene nicht zulässige Vereinfachungen gemacht. So wurden die Einbauten des Reaktordruckbehälters, die den Wasserhammer abbremsen, als nicht existent betrachtet. Weiterhin wurde außer acht gelassen, daß dieser Wasserkolben nicht aus homogener Flüssigkeit besteht, sondern Blasen darin eingelagert sind und sich dieser Wasserkolben auf dem Weg nach oben auch zerteilen kann, und schließlich wurde angenommen, daß bis zu 88 % des Reaktorkernes plötzlich und innerhalb von Bruchteilen von Sekunden in das Wasser im unteren Plenum fallen können.

In der deutschen Risikostudie wurde für die Berechnung des Wasserhammer-effektes der Rechencode SEURBNUK [28] herangezogen. Man ging dabei so vor, daß man die Reaktion verschiedener Schmelzmassen und die dabei freigesetzte mechanische Energie postulierte. Auch hieraus können keine Schlüsse auf tatsächliche Auswirkungen von Dampfexplosionen gezogen werden. In jüngerer Zeit wurde in den USA für den Reaktor Zion-Indian Point eine Studie zur Auswirkung von Dampfexplosionen mit Hilfe des neu entwickelten Simmer-Codes [29] durchgeführt. Die Beanspruchungen auf die Wände und den Boden des Reaktordruckbehälters wurden mit dem ADINA-Code [30] vorgenommen. Die Ergebnisse [31], bei denen reagierende Schmelzmassen von 10 und 20 t und eine mittlere fragmentierte Partikelgröße von 0,3 mm, homogen mit Wasser gemischt, unterstellt wurden, ergaben für 10 t Schmelze eine freiwerdende mechanische Energie von 1200 MJ, wobei ein Umsetzungsgrad von 8 % angenommen wurde. Reduziert man diese Annahmen auf experimentell gesicherte und verifizierte Größenordnungen, nämlich auf einen Umsetzungsgrad von maximal 1 %, so kommt man auf eine mechanische Energiefreisetzung von rund 150 MJ. Aber selbst bei 1200 MJ sagen Rechnungen von Anderson [32], die mit dem ADINA-Code durchgeführt wurden, voraus, daß der Reaktordruckbehälter des Zion-Indian-Point-Reaktors dieser Beanspruchung standhalten würde. Erst bei 3000 MJ mechanischer Energie würde der Boden des Reaktordruckbehälters reißen.

Rechnungen, basierend auf den neuesten experimentellen Erkenntnissen zu Dampfexplosionen, wurden auch in der Bundesrepublik Deutschland von Haßmann [33,34] vorgenommen. Haßmann benutzte für die Ermittlung der Kräfte auf Deckel und Einbauten des Reaktordruckbehälters den PISCIS-Code. Die damit errechnete Geschwindigkeitsverteilung des Wassers im Druckbehälter ist für zwei Zeitschritte in Bild 13 wiedergegeben.

Unter der pessimistischen Voraussetzung, daß 180 t Schmelze für die Dampfexplosion zur Verfügung stehen, berechnete Haßmann dann die mechanische Energiefreisetzung für verschiedene an der Reaktion beteiligte Wassermengen. Er ging dabei von Abschätzungen aus Notkühlüberlegungen zum Restwassergehalt im Reaktordruckbehälter aus. In Bild 14 sind die Freisetzungsraten über der angenommenen Kontaktzeit aufgetragen, wobei anzumerken ist, daß bereits eine Kontaktzeit von 10 ms als sehr konservativer Schätzwert betrachtet werden muß. Die dünn eingezeichneten waagerechten Linien geben die maximale Belastbarkeit der oberen Kugelkalotte für 5 bzw. 10 ms Reaktionszeit an. Gestrichelt ist weiterhin die maximale Belastung an der unteren Kalotte eingetragen. Auch diese Berechnungen haben keinen Bezug zur Realität, da kein Mischungsmechanismus physikalisch denkbar ist, der 180 t Schmelze innerhalb weniger Millisekunden homogen in Wasser dispergiert.

Die Mischungsbedingungen werden noch wesentlich ungünstiger für das Auftreten einer größeren Dampfexplosion, wenn man die Möglichkeiten des Kontaktes von Sumpfwasser und Schmelze im Reaktorsicherheitsbehälter betrachtet.

Dort würde stets nur eine Schichtung an Wasser über der Schmelze in Frage kommen, die keineswegs die Energie zu einer hinreichend guten Vorfragmentation liefern kann. Kleinere Dampfexplosionen würden wesentlich ungehemmtere Ausbreitungsmöglichkeiten vorfinden, was bedeutet, daß sich das Potential zur Stoßwellen-Feinfragmentation verringert.

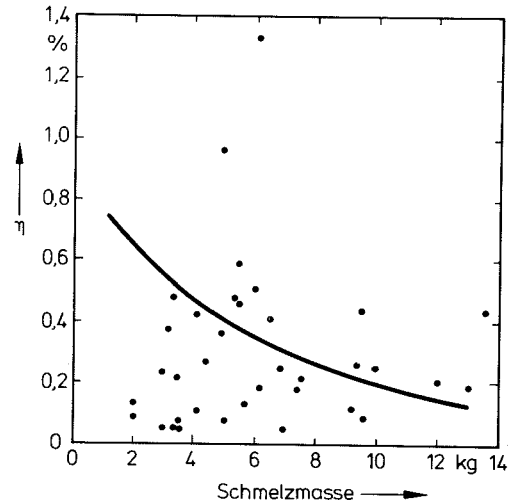
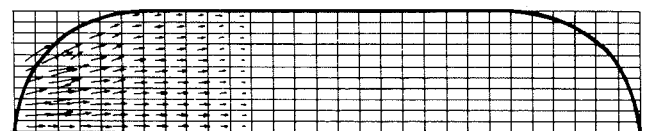
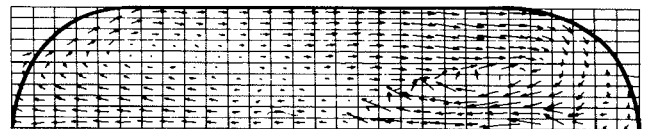


Bild 12: In SANDIA-Experimenten gemessene Abhängigkeit des Umsetzungsgrades von der Schmelzmasse



4,8 ms



47 ms

Bild 13: Bewegungsverlauf des Wassers bei einer Dampfexplosion im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters (PISCIS-Rechnung)

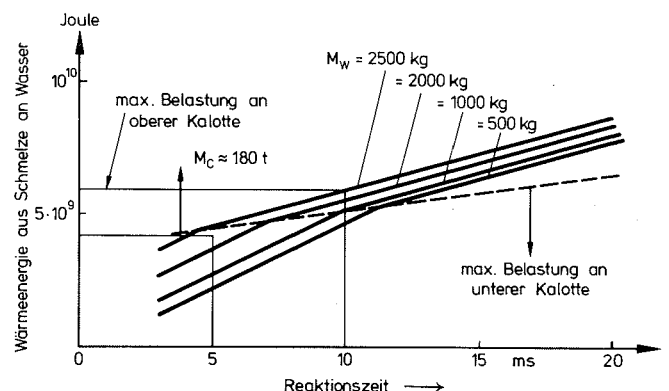


Bild 14: Wärmetransport von der Schmelze an das Wasser in Abhängigkeit von der Kontaktzeit und der beteiligten Wassermasse

Schlußfolgerungen

Die Dampfexplosion ist eine momentane, heftige thermische Wechselwirkung zwischen einer heißen, metallischen oder auch keramischen Schmelze und Wasser, wobei innerhalb weniger Millisekunden durch Wärmeabgabe von der Schmelze an das Wasser so viel Dampf erzeugt werden muß, daß ein stoßartiger Druckimpuls entsprechender Höhe entsteht. Dies kann nur durch kurzzeitigen flüssigen Kontakt zwischen Schmelze und Wasser erfolgen. Wegen der hohen Temperatur der Schmelze herrscht aber an der Grenze zum Wasser normalerweise Filmsieden, was einen hohen Wärmetransportwiderstand aufweist und nur wenig Dampf pro Fläche entstehen läßt. Da die von der Schmelze an das Wasser abgegebene Wärme das Produkt aus Wärmeübergangskoeffizient, Temperaturdifferenz und Kontaktfläche ist, müssen Schmelze und Wasser ineinander sehr fein verteilt und vermischt sein, um eine hinreichend große wärmetransportierende Fläche anbieten zu können.

Damit ist erste Voraussetzung für eine große Dampfexplosion, welche den Reaktordruckbehälter oder den Sicherheitsbehälter gefährden könnte, die Vorfragmentierung von mehreren Tonnen Schmelze, wobei während der gesamten Vorfragmentierungsperiode Filmsieden herrschen muß und keine frühzeitige, auch nur irgendwie geartete Triggerung für den Start einer Dampfexplosion eintreten darf. Eine solche Vorfragmentierung ist physikalisch und technisch nur denkbar in Perioden, in denen der noch in der Core-Tragkonstruktion befindliche Kern in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters abtropft, und bei Sumpfeinbruch während der Betonzerstörungsphase der Schmelze.

Der Abtropf- oder Ablaufvorgang aus der Core-Tragkonstruktion dauert viele Minuten bis einige Stunden. Bei Dampfexplosions-Experimenten, die ein solches Ablauen in ein Wasserbad imitierten, trat spätestens nach 3 s eine Dampfexplosion auf. In dieser Zeit können kaum 100 kg Schmelze in das Wasser des unteren Plenums gelangt sein. Eine vorzeitig, also vor Abschluß der Fragmentierungsperiode einsetzende kleine Dampfexplosion verhindert aber wegen des Wasserauswurfes das Ansammeln größerer fragmentierter Massen und damit eine große Dampfexplosion. Dies ist mit der sichersten Mechanismus, der große Dampfexplosionen ausschließen läßt.

Bei Sumpfeinbruch ist die Fragmentierungswirkung wesentlich geringer als beim oben erwähnten Einschleusen eines Schmelzstrahles in Wasser, da sich die leichtere Wasserphase rasch über die rund zehnmalschwerere Schmelzphase schiebt. Auch hier ist physikalisch nur denkbar, daß maximal einige 100 kg Schmelze mit Wasser reagieren, da durch verschiedene Triggermechanismen eine kleine Dampfexplosion oder eine Serie kleiner Dampfexplosionen frühzeitig ausgelöst wird.

Aber selbst, wenn man hypothetisch und physikalisch völlig unrealistisch unterstellt, daß die Triggerung einer kleinen Dampfexplosion aus irgendwelchen Gründen unterbleibt oder unterbunden wird, so darf während der gesamten Vorfragmentierungsphase, bei der Wärme von der Schmelze an das Wasser durch Filmsieden übertragen wird, die Schmelze an keiner Stelle so stark abgekühlt werden, daß sie ausfriert bzw. örtliche Krusten bildet. Bei den notwendigen Vorfragmentierungsgrößen von einigen Millimetern bis einigen Zentimetern und bei den mit Filmsieden verbundenen Wärmeübergangskoeffizienten ist aber auch das nicht möglich. Eine feste Schmelzkruste kann aber nicht mehr feinfragmentiert werden; dieser Vorgang ist nur bei Flüssigkeit möglich.

Setzt man sich nun auch über diese physikalische Tatsache hinweg und unterstellt man unter Außerachtlassung der Schwerkraftwirkung, die ja die Schmelze absetzen läßt, eine große homogen dispergierte, vorfragmentierte Schmelzmas-

se, so muß exakt am Ende der Vorfragmentierungsperiode, ausgelöst durch eine örtliche Triggerung, eine Stoßwelle über diese Masse laufen, welche die Feinfragmentierung in Partikel einer Größe zwischen 0,1 und 1 mm bewirkt. Für die ungestörte Ausbreitung einer Stoßwelle ist völlige Homogenität des zu durchlaufenden Mediums notwendig, wenn die Reaktion innerhalb von wenigen Millisekunden erfolgen soll. Inhomogenitäten, die aus naturgesetzlichen Gründen immer vorhanden sind, haben wegen Deflexionen und Reflexionen wesentlich längere Laufzeiten zur Folge. Eine Verlängerung der Laufzeit bringt aber eine erhebliche Verringerung der erreichbaren Spitzendrücke mit sich. Hierfür sind zwei Gründe maßgebend, einmal wird die Energie in einem wesentlich längeren Zeitraum – 100 ms – freigesetzt und zum anderen wird die Feinfragmentierung in Bereichen der vorfragmentierten Schmelze durch Deflexionen gestört, so daß diese an der Reaktion nicht teilnehmen.

Die Feinfragmentierung benötigt große Energien und enorme Kräfte, die aus dem Energieangebot der Dampfexplosion gedeckt werden müssen. Damit wird eine anlaufende Dampfexplosion durch diese Energieabsorption so stark gedämpft, daß sie sich nicht zu einer großen, nach außen gerichteten Druckwelle aufbauen kann. Die Energieabsorption wirkt auch im Sinne der Dämpfung einer mechanischen Schwingung zeitverzögernd auf die Ausbildung der Druckspitze und vermindert damit deren Amplitude.

Als Schlußfolgerung dieser einfachen Überlegungen ergibt sich, daß in den Perioden der Core-Desintegration und des Sumpfwassereintruchs sicher eine Serie kleinerer Dampfexplosionen auftritt, die aber weder den Reaktordruckbehälter noch den Sicherheitsbehälter gefährden, dafür aber um so besser zur Verhinderung einer großen Dampfexplosion beitragen. In den übrigen Perioden des Core-Schmelzvorganges, in denen keine mechanischen Kräfte für eine Mischung von Wasser und Schmelze und damit für eine Vorfragmentierung vorhanden sind, wird nur ein heftiger Wärmeaustausch zwischen Schmelze und Wasser via Filmsieden zu beobachten sein.

Bei hohem Druck – größer 10 bar – sind auch Dampfexplosionen in kleinem Maßstab, wie die meisten Experimente bestätigen, auszuschließen. Der Grund hierfür ist die Druck- und Temperaturabhängigkeit der für die Einleitung der Dampfexplosion wichtigen physikalischen Eigenschaften des Wassers und die damit begrenzte Möglichkeit thermodynamischen Ungleichgewichtes, die eine große Wärmemenge in überhitztem Wasser für die nachfolgende spontane Verdampfung speichern läßt.

Schrifttum

- [1] Rasmussen, N.C.: Reactor Safety Study – An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975.
- [2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Hauptband – Hrsg. BMFT, Bonn, 1979, Verlag TÜV Rheinland, Köln.
- [3] Fritz, P.: Wärmeübergang und Fragmentation beim Kontakt einer begasten Schmelze mit Kühlflüssigkeit. Diss., Universität Hannover, Institut für Verfahrenstechnik (1981).
- [4] Fauske, H.K.: Some Aspects of Liquid-Liquid Heat Transfer and Explosive Boiling. Proc. Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills, 1974, CONF-740401.
- [5] Board, S.J., et al.: Detonation of Fuel-Coolant Explosions. Nature, Vol. 254 (1975).
- [6] Henry, R.E.: A Comparison of the Sodium-UO₂ Results with the Spontaneous Nucleation Theory. CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, 1979, CSNI-Report No. 37.
- [7] Hall, W.B.: Bubble Growth with Acoustic Loading. CSNI Meeting, Argonne National Lab., Argonne, 1977.
- [8] Fry, C.J., and C.H. Robinson: Experimental Observations of Propagating Thermal Interactions in Metal/Water Systems. CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, 1979, CSNI-Report No. 37.

- [9] Berthoud, G., and E. Scott: Multiphase Thermal Detonation for a UO_2 -Na System. CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, 1979, CSNI-Report No. 37.
- [10] Benz, R., et al.: Modellentwicklung zur hydrodynamischen Fragmentation und zur thermischen Detonation; IKE-Bericht 2-47 (1979).
- [11] Theofanous et al.: The Role of Hydrodynamic Fragmentation in Fuel-Coolant Interactions. CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, 1979, CSNI-Report No. 37.
- [12] Sharon, S., and S.G. Bankoff: Propagation of Shock Waves through a Fuel/Coolant Mixture; Part A: Boundary Layer Stripping Mechanism; Northwestern University, Report COO-2512-12 (1978).
- [13] Benz, R., and H. Unger: Contribution of Collapsing Vapor Bubbles to the Fragmentation of Melts. European Nuclear Conference, Hamburg, 1979.
- [14] Benz, R., and P. Schober: Ein Dampfblasenkollapsmodell zur Beschreibung der Fragmentation niedrig-schmelzender Materialien. IKE-Universität Stuttgart, 1977.
- [15] Mayinger, F., et al.: Abschätzung der Wärmeabgabe einer fragmentierten Kernschmelze an Wasser. IVA-Bericht, BMFT RS 217 (1979).
- [16] = [14]
- [17] Cronenberg, A., and R. Benz: Vapor. Explosion Phenomena with Respect to Nuclear Reactor Safety, EG&G, Idaho, 1978.
- [18] Nazaré, S., et al.: Über theoretische und experimentelle Möglichkeiten zur Bestimmung der Stoffwerte von Corium. Abschlußbericht, Teil II, KfK, 1975.
- [19] Nelson, L.S., and L.D. Buxton: Steam Explosion Triggering Phenomena: Stainless Steel and Corium-E Simulants Studied with a Floodable Arc Melting Apparatus. NUREG/CR-0122, SAND 77-0998 (1978).
- [20] Cho, D.H., et al.: Some Aspects of Mixing in Large-Mass, Energetic Fuel-Coolant Interactions. Proc. of Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, CONF-761001, Vol. 4, Chicago, Illinois, October 1976, pp. 1852/61
- [21] Haag, R., und H. Körber: Zusammenstellung wichtiger Ergebnisse und Ableitung von Kenntnislücken zum Problemkreis Kernschmelzen. BMFT-Abschlußbericht 150-400 (1980).
- [22] Kottowski, H.M., and M. Mol: Importance of the Coolant Impact on the Violence of Vapour Explosion. CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, 1979, CSNI-Report No. 37.
- [23] Kottowski, H.M., et al.: Experimentelle Untersuchung der thermischen Interaktion zwischen geschmolzenem Reaktormaterial und Wasser. Abschlußbericht RS 76 A, GFS Ispra, Nr. 1.06.01.79.102 (1979).
- [24] Benz, R.W., et al.: Melt/Water Interactions in Tank Geometry: Experimental and Theoretical Results. CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, 1979, CSNI-Report No. 37.
- [25] Hohmann et al.: The Effect of Pressure on $NaCl-H_2O$ Explosions. CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, 1979, CSNI-Rep. No.37
- [26] Buxton, L.D., and W.B. Benedick: Steam Explosions Efficiency Studies. NUREG/CR-0947, SAND 79-1399 (1979).
- [27] Berman, M.: Light Water Reactor Safety Research Program. Quarterly Report, January-March 1980, NUREG/CR-1509/10f4, SAND 80-1304/10f4.
- [28] Cameron, I.G., et al.: The Computer Code SEURBNUK-2 for Fast Reactor Explosion Containment Safety Studies. 4th Int. Conf. on SMIRT, San Francisco, 1977, Vol. B 2/1.
- [29] Smith, L.L.: SIMMER-II: A Computer Program for LMFBR Disrupted Core Analysis NUREG/CR-0453, LA-7515-M (1980).
- [30] Bathe, K.J.: ADINA: A Finite Element Program for Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis. Massachusetts Institute of Technology, 1978, Report 82448-1.
- [31] Stevenson, M.G.: Report of the Zion/Indian Point Study, Volume II, NUREG/CR-1411, LA-8306-MS (1980).
- [32] Anderson, C.A.: Personal Communication. Los Alamos 1980-10-14.
- [33] Haßmann, K., et al.: Analyse der Konsequenzen einer Dampfexplosion. Atomwirtschaft, Mai 1979.
- [34] Zeitner, W., et al.: Dynamic Loads on RPV During a Steam Explosion. Proceedings of SMIRT Conference, Paris, Aug. 1981.

Diskussion

O. Kellermann (GRS):

Zur Abschätzung der maximal möglichen Umsetzung von Wärme in mechanische Energie berechnen Sie den Carnotschen Wirkungsgrad. Es handelt sich aber hier nicht um einen Kreisprozeß, sondern um eine Verdampfung. Wie läßt sich der Ansatz des Carnotschen Wirkungsgrades hier rechtfertigen?

F. Mayinger (TU München):

Wenn Wärmeenergie in mechanische Energie umgesetzt wird – und für einen Druckimpuls auf den Sicherheitsbehälter oder Druckbehälter ist die mechanische, nicht die Wärmeenergie relevant –, dann ist nach dem zweiten Hauptsatz der Thermodynamik der höchstmögliche Wirkungsgrad der Carnotsche Wirkungsgrad. Dabei ist es gleichgültig, ob es sich um einen Dampfprozeß oder einen sonstigen Vorgang handelt.

A.B. Wahba (GRS):

Ist eine probabilistische Quantifizierung der Einleitungsmechanismen für Dampfexplosionen möglich? Kann man dann eine Eintrittswahrscheinlichkeit berechnen?

F. Mayinger (TU München):

Ich würde sagen, die Eintrittswahrscheinlichkeit einer Dampfexplosion ist eins; zumindest in kleinen, etwas durchmischten Bereichen, wo Wasser mit Schmelze in Kontakt steht. Und das ist gerade der sicherste Mechanismus, um eine große Dampfexplosion zu verhindern. Denn, daß hier eine heftige Ausdampfreaktion folgt, ist praktisch nicht zu unterdrücken. Es geht hier nicht darum, etwa die Wahrscheinlichkeit zu ermitteln, mit der beispielsweise 10 kg, 50 kg oder 100 kg Schmelze reagieren. Erst weitaus größere Massen von 10 t und mehr würden den Druck- bzw. Sicherheitsbehälter gefährden. Und hier scheint mir eine deterministische Betrachtungsweise angebrachter als die probabilistische Untersuchung der Einzeleffekte, denn dies würde uns kaum gelingen. In diesen Vorgang, der ja im Millisekundenbereich und bei sehr hohen Temperaturen abläuft, Klarheit zu bringen, das ist meiner Meinung nach eine sehr anspruchsvolle Aufgabe, die uns wohl noch die nächsten 50 Jahre beschäftigen wird.

W. Ullrich (GRS):

Wenn ich Sie richtig verstanden habe, sagen Sie in Ihrem Referat nicht, eine Dampfexplosion findet nicht statt, sondern ganz eindeutig, daß sie sehr wohl stattfindet. Allerdings kommt sie sehr gedämpft und abgeschwächt in kleineren Einheiten vor und die Wirkungsgrade der reagierenden Massen sind verschwindend klein, so daß es niemals zu Schäden kommen kann.

F. M a y i n g e r (TU München):

Um es noch klarer auszudrücken: Eine Dampfexplosion mit kleinen Massen tritt auf. Aber es ist physikalisch unmöglich, daß eine Dampfexplosion mit einer so großen vorfragmentierten Masse stattfindet, daß der Druckbehälter oder Sicherheitsbehälter gefährdet wird. Rein bruchmechanisch läßt sich das sehr einfach eingrenzen. Wenn die Wirkungsgrade bekannt sind, kann unter Berücksichtigung der Festigkeit des Behälters errechnet werden, wieviele Tonnen Schmelze für einen Bruch nötig sind.

W. U i l l r i c h (GRS):

Die Rechnungen, die wir im Rahmen der Risikostudie mit Zirkon durchgeführt haben, zeigten, daß für wenige Tonnen Schmelze Aussagen getroffen werden können, für 40, 100 oder gar noch mehr Tonnen dagegen nicht. Die Schwierigkeit liegt – wie Sie eben andeuteten – darin, eine Grenze für eine Ja/Nein-Entscheidung zu finden.

F. F ö g l e i n (VEW):

Ist für den Ereignisablauf „Wirkung von Kernschmelze auf das Kühlmittel und die Stahl- und Betonstruktur“ noch zusätzlich Spaltenergie erforderlich? Wenn ja, wurde die dann wirksame Neutronenkinetik untersucht, oder wurde die neutronengenetische Voraussetzung der Kernschmelze postuliert?

W. U i l l r i c h (GRS):

Es wird hier davon ausgegangen, daß der Kern abgeschaltet und alle Notkühlsysteme ausgefallen sind, und die Nachwärme den Kern zum Schmelzen bringt.

F. M a y i n g e r (TU München):

Und daß die Schmelze wieder kritisch wird, kann beim Druckwasserreaktor nicht vorkommen.

F. F ö g l e i n (VEW):

Aus diesem Grunde frage ich, weshalb die Analysen überhaupt gemacht werden, wenn im Ereignisablauf „Kernschmelze“ überhaupt keine Spaltenergie mehr erzeugt wird.

F. M a y i n g e r (TU München):

Zusätzliche Spaltenergie wird gar nicht benötigt, es reicht allein die gespeicherte Energie entsprechend 2400 °C aus.

R. B u c h m a n n (Univ. Duisburg):

Wenn die Graphit-Brennelemente des HTR (6-cm-Kugeln) im Ofen bei mäßigem Luftzutritt auf 1100 °C erhitzt werden, platzt beim Abschrecken in Wasser nach etwa 0,5 s die oberste, durch Oxidation angegriffene Schicht explosionsartig ab. Dies entspricht dem hier vorgestellten Zündermechanismus des eingeschlossenen Wassertropfens. Und ebenso, wie die Graphitschicht fein zerstäubt wird, so könnte auch ein Schmelztropfen nach Krustenbildung fraktioniert werden. Könnte diese Explosion der Zünder für die Fraktionierung weiterer Schmelztropfen in der Umgebung sein, das heißt könnte die Fraktionierungsenergie aus dieser Explosion stammen?

F. M a y i n g e r (TU München):

Für eine Dampfexplosion muß eine bestimmte zur Verfügung stehende Wärmeenergie innerhalb kürzester Zeit freigesetzt werden. Wenn wir Ihren Mechanismus einmal annehmen, müßte eine platzende Kugel im Millisekundenbereich alle anderen Krustenkugeln aufsprengen. Wegen der unterschiedlichen Statistik, Reflektionen usw. würde dieser Kettenvorgang jedoch einige 100 Millisekunden oder sogar Sekunden beanspruchen, so daß es zwar zu einer heftigen Dampfentwicklung kommt, aber nicht zu dieser gefürchteten Spitze, der Dampfexplosion. Diese Dampfexplosion, die eher als Detonation bezeichnet werden könnte, ist zwar eine steile Spitze, die aber durch ihre flache Flanke den Druckbehälter bzw. Sicherheitsbehälter oder die Einbauten nicht gefährdet.

Im Anschluß an diese Beiträge ergab sich noch eine kurze Grundsatzdiskussion zwischen Herrn Ruprecht (Student an der TU München) und Herrn Professor Mayinger über die spontane Keimbildungstheorie von Fauske und das Stoßwellenmodell nach Board und Hall, die beiden Theorien, die den flüssigen Kontakt des Wassers mit der Schmelze als Voraussetzung für die Dampfexplosionen physikalisch zu erklären versuchen.

Zusammenfassung der Ergebnisse

Von L.F. Franzen ¹⁾

Die Reihe der Fachbeiträge wurde mit dem Bericht *Schütz* zum Stand der Risikovergleiche verschiedener Energiegewinnungsarten eingeleitet. Vergleichende Betrachtungen zwischen den mit der Kernenergienutzung verbundenen und anderen akzeptierten Risiken natürlichen und künstlichen Ursprungs, wie sie etwa in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie enthalten waren, haben seinerzeit viel Kritik auf sich gezogen. Die dabei verfolgte Absicht war, das vergleichsweise geringe kerntechnische Risiko nicht nur zu quantifizieren, sondern auch gleichzeitig seine Akzeptanz zu fördern. Allerdings erwiesen sich in diesem Fall die eingesetzten Mittel als unzureichend, da selbst beim Vergleich wesentliche Aspekte unberücksichtigt blieben, abgesehen von der Akzeptanzproblematik, die damit überhaupt noch nicht angegangen ist. Mit dem gegenwärtig verfügbaren Instrumentarium der Zuverlässigkeitsanalyse lassen sich jedoch Risikovergleiche unterschiedlicher technischer Lösungen für die gleiche Anlage oder Anlagenart durchführen, mit der Zielrichtung der Identifizierung von Schwachstellen und der Auslegungsoptimierung. Eine solche Vorgehensweise, die die Auswahl geeigneter Auslegungsoptionen ermöglicht, wurde daher am Beispiel der Chemieanlagen auf Canvey Island in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke erläutert.

Wesentlich schwieriger und in der Aussagekraft begrenzter sind dagegen die Arbeiten, die, basierend auf den bei der Risikoabschätzung für Kernkraftwerke gesammelten Erkenntnissen und Erfahrungen, Vergleiche zwischen Energieerzeugungsanlagen anstellen wollen. Zielrichtung ist hier das Abwägen, ob es unter Risikogesichtspunkten vorteilhafter ist, die Energie-, das heißt Elektrizitätserzeugung auf Kohle-, Öl- oder Kernenergiebasis zu begünstigen und gegebenenfalls welchen Stellenwert in diesem Zusammenhang die sogenannten alternativen Energiequellen einnehmen. Dabei werden gewöhnlich die jeweiligen Brennstoffkreisläufe zum Zwecke integraler Bestandsaufnahme eingeschlossen.

Bei derartigen Risikovergleichen werden die Gesundheitsschäden durch die Anzahl zusätzlicher Todesfälle, bezogen auf erzeugte GWh, ausgedrückt, eine nicht besonders glückliche Vorgehensweise. Die in der Diskussion gemachten Vorschläge, statt dessen lieber die Verkürzung der Lebenszeit oder, da somatische Spätschäden im Vordergrund stehen, die veränderte Krebssterblichkeit als Maßstab heranzuziehen, verdienen sicherlich Aufmerksamkeit. Jedoch ist zu bedenken, daß es neben diesen Gesundheitsschäden durchaus weitere Schadenskategorien gibt, die ebenfalls zur Urteilsfindung herangezogen werden könnten.

Die vorgestellten Ergebnisse des Vergleichs Kernenergie/Kohle lassen eindeutig die sicherheitstechnische Überlegenheit der Kernenergie erkennen, jedoch genügt diese pauschale Feststellung nicht zur abschließenden Meinungsbildung. Wichtig sind auch die einzelnen Risikobeiträge, die sich gerade bei diesen beiden Energiegewinnungsarten grundsätzlich unterscheiden. Während bei der Kernenergie das Beschäftigungsrisiko im Vordergrund steht, besonders verbunden mit der Urangewinnung, ist das Bevölkerungsrisiko geringer. Es rührt aus Störfällen, der Wiederaufarbeitung und weniger aus dem Kraftwerksbetrieb her. Umgekehrt verhält es sich bei der Kohle, bei der das Bevölkerungsrisiko mit dem Kraftwerksbetrieb und dem Transport im Vordergrund dominiert, während Störfälle keine Rolle spielen. Selbstver-

ständiglich ist die Kohlegewinnung risikoreicher als der Uranabbau, bezogen auf die erzeugte Energie. Dennoch sagt das aber nicht allzuviel, da erhebliche Schwierigkeiten, wie etwa die unzureichende Kenntnis der verschiedenen Schadensmechanismen, das weitgehende Fehlen von Vergleichsmaßstäben und die offene Frage der Ergebnisbewertung weitreichende Schlußfolgerungen ausschließen.

Alle Veröffentlichungen zu dieser Problematik in den letzten Jahren sind als tastende Versuche zu verstehen, Neuland zu erschließen, ohne daß ihnen schon größere praktische Bedeutung zugemessen werden könnte. Nichtsdestoweniger sind sie schon jetzt in der Lage, einen Eindruck davon zu vermitteln, daß alle Energiegewinnungsarten mit Risiken behaftet sind. Risikovergleiche sind nur innerhalb so großer Bandbreiten möglich, daß vorhandene Unterschiede darin untergehen können. Allein deshalb lassen sich Energiegewinnungsarten nicht auswählen oder ausschließen, zudem ist der Risikoaspekt nur einer unter mehreren Gesichtspunkten, die alle zusammen ins Kalkül gezogen werden müssen.

Ein wichtiger Aspekt der Tätigkeit der Sachverständigen im Rahmen atomrechtlicher Genehmigungsverfahren ist die Durchführung von Kühlmittelverlust- und Transientenanalysen. Sie gehören zu den Überprüfungen, die erforderlich sind, um die Genehmigungsfähigkeit eines Kernkraftwerks festzustellen. Genehmigungsfähigkeit ist im Atomgesetz aber nur durch den unbestimmten Rechtsbegriff der "nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden" festgelegt, das heißt, ihre Umsetzung in technische Anforderungen ist ein dynamischer Vorgang. Dies läßt sich in der kontinuierlichen Weiterentwicklung der Analysemethoden, der zugehörigen Modelle und Rechenprogramme, aber auch des Sachverständigenaufwandes ablesen. Eine sichere Aussage zu einer bestimmten Fragestellung, etwa ob vorgegebene Grenzwerte eingehalten werden, läßt sich zwar immer durch Inanspruchnahme ausreichender Sicherheitszuschläge machen, doch sind nicht nur Vor-, sondern auch Nachteile mit dieser Vorgehensweise verbunden. Sicherheitszuschläge können nicht nur durch gegenläufige Tendenzen der zusammenwirkenden Phänomene auf einer Seite vorhandene Reserven an anderer Stelle abbauen, sondern auch die fehlende Quantifizierung der Sicherheitszuschläge muß als unbefriedigend empfunden werden, abgesehen von möglichen Fehlentwicklungen und -investitionen.

Die Ausführungen von *Wolfert* versuchten das Zusammenwirken von Experimenten, Programmentwicklung und Störfallanalysen in der Genehmigungspraxis anhand des Kühlmittelverluststörfalls zu verdeutlichen. Bemerkenswert waren dabei vor allem die vom technischen Detail zu den allgemeinen Schlußfolgerungen hinführenden Feststellungen, den gegenwärtigen Stand betreffend, laufende und geplante Programmentwicklungen, insbesondere aber Verifikation der Rechnungen anhand von Versuchsergebnissen. Danach wird inzwischen allen Erfordernissen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens voll Rechnung getragen. Dies ist nicht zuletzt auf die systematischen Arbeiten in der Vergangenheit zurückzuführen. Die noch geplanten experimentellen und analytischen Arbeiten, zum Beispiel das 2D/3D-Projekt, die Entwicklung fortschrittlicher Codes usw. werden die verbliebenen offenen Fragen abschließend klären.

Ausgehend von den Einzeleffekt- und Komponentenversuchen wurde anhand der Erfahrungen aus der Behandlung von Standardproblemen gezeigt, daß im gleichen Maße wie es gelingt, die physikalischen Vorgänge immer besser nachzubil-

¹⁾ Dipl.-Phys. Ludwig Ferdinand Franzen ist technisch-wissenschaftlicher Mitarbeiter der GRS.

den, dem Programmanwender durch die Art der Systemnachbildung und die Wahl der Programmoptionen wesentlicher Einfluß auf das Ergebnis zukommt. Dies muß deswegen besonders unterstrichen werden, weil vergleichsweise häufig die Vorstellung anzutreffen ist, daß an anderer Stelle entwickelte Programme ohne weiteres übernommen und zur Lösung der eigenen Probleme eingesetzt werden können. Dies führt aber nur dann zu zuverlässigen Ergebnissen, wenn mit dem Rechenprogramm auch die zugehörigen Erfahrungen aus Entwicklung, Anwendung und Verifikation übernommen werden. Daß selbst von erfahrenen Anwendern höchst unterschiedliche Ergebnisse erzielt werden, konnte in Wort und Bild überzeugend mit den Rechnungen für LOBI PREX und PKL-Standard-Problem Nr. 2 vorgeführt werden, wobei es nur geringer Trost ist, daß die Abweichungen durchweg auf der "sicheren" Seite lagen.

Bei der Frage nach den daraus zu ziehenden Schlüssen liegt es nahe zu verlangen, daß der Programmanwender das gesamte Umfeld des eingesetzten Rechenprogramms beherrscht. Am leichtesten ist das der Fall, wenn Versuchsauswertung zusammen mit Programmentwicklung und -anwendung in den Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke möglichst in einer Hand gehalten werden, wie es in der Vergangenheit bei der GRS der Fall war. Verbunden damit ist dann auch die Feststellung, daß diese Tradition auch in der immer wieder von neuem diskutierten Schwerpunktbildung in den Sachverständigenorganisationen berücksichtigt werden muß. Schwerpunktbildung ohne Zentralisierung, jedoch bei gleichzeitiger Rationalisierung der Sachverständigenarbeit ist deshalb auch eines der Instrumente, das die atomrechtlichen Genehmigungsverfahren beschleunigen kann.

Den gegenwärtigen Stand der Transientenanalyse behandelte die von *Meißner* verfaßte Arbeit, in der insbesondere auf die Absicherung der Analysenmethoden und -ergebnisse eingegangen wurde. Über die formalen Tests – zum Beispiel Bilanzen – hinaus wurden drei Verifikationsstufen angesprochen, nämlich im Zusammenhang mit den thermohydraulischen Korrelationen, dem Komponentenverhalten und schließlich dem Integralverhalten der Gesamtanlage. So sind die thermohydraulischen Korrelationen für den Anwendungsbereich der „zu erwartenden“ Transienten gut verifiziert, lediglich bei Überschreiten des Anwendungsbereichs und bei Extrapolationen können noch einige zusätzliche Experimente erforderlich sein. Bei einigen seltenen Transienten, die mit hohem Druck verbunden sind, können ergänzende Experimente ebenfalls noch zur Verbesserung der Aussagegenauigkeit beitragen. Der Verifikation der Komponentenmodelle wurde große Bedeutung zugemessen, da sonst das Integralverhalten einer Anlage nicht befriedigend beschrieben werden kann. Zwar ist etwa für den Reaktorkern bereits ein sehr hoher Verifikationsstand erreicht, auch Druckhalterventile sind selbst für extreme Zustände detailliert untersucht. Doch sind die interessierenden Parameterbereiche für andere Komponenten – zum Beispiel den Druckhalter, die Dampferzeuger – noch nicht in gleicher Weise abgedeckt. Hinsichtlich des Integralverhaltens wurde die Ergiebigkeit der Inbetriebnahmeversuche von Kernkraftwerken, der Zusatzexperimente mit Überschreiten vorgelagerter Grenzwerte, der ungeplanten Betriebsstörungen und der Experimente in integralen Versuchsanlagen diskutiert. Alle diese Informationsquellen haben, wie nicht anders zu erwarten, unterschiedliche Vor- und Nachteile, ermöglichen jedoch in ihrer Gesamtheit die Abrundung der Modell- bzw. Programmverifikation.

Der gegenwärtige Stand der Transientenanalysen läßt sich also dahingehend umreißen, daß den Anforderungen atomrechtlicher Genehmigungsverfahren voll genügt werden kann, auch wenn ergänzende Experimente zur Verbesserung der Aussagegenauigkeit in bestimmten Fällen wünschenswert sind. In diesem Zusammenhang wurde erneut die Problema-

tik der Sicherheitszuschläge diskutiert. Die Anforderungen in Risikoanalysen, die im Gegensatz zu sicherheitstechnischen Überprüfungen im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens möglichst realistische Aussagen liefern sollen, gehen jedoch weiter und schließen Experimente in entsprechend erweiterten Parameterbereichen ein. Das in diesem Zusammenhang gefallene Stichwort LOFT, im Hinblick auf geplante Versuche mit unterdrückten Sicherheitsfunktionen, soll hier für Überlegungen stehen, für die Untersuchung von Kühlmittelverluststörfällen konzipierte integrale Versuchsanlagen auch für Transientenexperimente einzusetzen.

Die von *Lange* gezeigten neuen Erkenntnisse bezogen sich auf altbekannte Phänomene, nämlich die Spaltprodukt-, insbesondere die Jodfreisetzung bei Kühlmittelverluststörfällen in Leichtwasserreaktoren. Experimentelle Untersuchungen und zugehörige theoretische Interpretationen liegen seit einem Vierteljahrhundert für diesen Komplex vor, nachzulesen in der wissenschaftlichen Literatur. Erstaunlich erscheint es dennoch im nachhinein, daß sich daraus nur beschränkt und verzögert Rückwirkungen auf die Annahmen über den Anteil berstender Brennstäbe, die Spaltproduktfreisetzung aus den Brennstäben, die Rückhaltung in den Rohrleitungen und Behältern, die Abscheidung an Betoneinbauten und am Sicherheitsbehälter ergeben haben. Beispielhaft hierfür sind die Zahlenwerte der amerikanischen ebenso wie der deutschen Genehmigungspraxis. So heißt es noch in der GRS-Praxisbeschreibung von 1977, daß bei der Analyse der radiologischen Auswirkungen von Kühlmittelverluststörfällen davon auszugehen sei, daß (trotz funktionierendem Kernnotkühlsystems) alle Brennstäbe bersten, 10 % des Gesamtjodinventars in den Sicherheitsbehälter gelangen, davon wieder 10 % in Form des schwer abcheidbaren Methyljodids, und die Hälfte des anorganischen Jods dort abgeschieden wird. Damit stehen dann $4,5 \% + 1,0 \% = 5,5 \%$ des Gesamtjodinventars zur Freisetzung in die Umgebung zur Verfügung. Die RSK-Leitlinien von 1979 modifizierten dann zwar diese Zahlenwerte geringfügig, indem nur noch 2,5 % des Gesamtjodinventars, aufgeteilt auf 2,13 % anorganisches Jod, 0,25 % Methyljodid und 0,12 % Jodaerosol, genannt werden. Nun aber sieht es so aus, daß diese Werte nochmals um vielleicht zwei Größenordnungen, sicher aber um eine Größenordnung niedriger angesetzt werden können. Diese neue Entwicklung nahm ihren Ausgang im amerikanischen ORNL, in dem auch vor vielen Jahren das Methyljodid „erfunden“ worden war, das danach im Mittelpunkt so vieler Untersuchungen gestanden und die Filterauslegung auch in unserem Land beeinflußt hatte. Nicht zuletzt unter dem Eindruck der Auswertung von Jodfreisetzungen im Gefolge des bekannten TMI-Störfalles hatten einige Wissenschaftler aus Oak Ridge und Albuquerque ein Schreiben an den NRC-Vorsitzenden gerichtet. Darin führten sie aus, daß „das Risiko für die allgemeine Öffentlichkeit durch Jod niedriger als bisher abgeschätzt, vielleicht um Größenordnungen niedriger für diese Unfälle ist“.

Aus stärker differenzierter Betrachtungsweise zum Bersten der Brennstäbe, Unterscheidung spezifischer Freisetzungsphasen (kurzfristiger Berstanteil und längerfristiger Auslauganteil) und Berücksichtigung der verschiedenen Löslichkeit der einzelnen Jodverbindungen im Notkühlwasser setzt sich nun auch in der Bundesrepublik die Erkenntnis durch, daß die bisherige Vorgehensweise gründlich revidiert werden muß. Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat sich bereits mit dieser Frage befaßt und ist dabei, die entsprechenden Teile der RSK-Leitlinien zu überarbeiten. Auf die Bedeutung dieser neuen Erkenntnisse im Zusammenhang mit den vorgesehenen Leitlinien nach § 28.3 sei nur hingewiesen, obwohl die dort anstehenden grundsätzlichen Fragestellungen davon nicht berührt werden sollten.

Vom Methyljodid spricht plötzlich niemand mehr, zumindest was die Störfallanalysen von Leichtwasserreaktoren angeht.

Sind nun Konsequenzen für die Auslegung von Filter- und Sprühsystemen zu ziehen? Auch die Diskussion hat die Notwendigkeit weiterer Forschungs- und Entwicklungsarbeiten gezeigt. Dies gilt einmal für das Jodinventar in den Spaltgas-sammelräumen der Brennstäbe, zum anderen aber auch für den Berstanteil und den Auslaganteil, die sich noch nicht abschließend quantifizieren lassen. Darüber hinaus sind immer dann, wenn über die beherrschten Kühlmittelverluststörfälle hinaus etwa Kernschmelzunfälle betrachtet werden sollen, bei denen bisher nicht berücksichtigte Phänomene auftreten können, stärkere Differenzierungen erforderlich. Ernüchternd ist schließlich auch die Feststellung, daß konservative Betrachtungsweise unter Umständen den Blick auf die Realitäten verstellen kann, sie also nur als Übergangsregelung zur Überbrückung der Zeitspanne bis zum Vorliegen neuer Erkenntnisse akzeptiert werden kann.

Mayinger ging auf einen im Rahmen von Risikountersuchungen (Amerikanische Reaktorsicherheitsstudie, Deutsche Risikostudie – Kernkraftwerke) besonders umstrittenen Aspekt, nämlich das Auftreten von Dampfexplosionen bei Kernschmelzunfällen, ein. Diese Frage war in den beiden genannten Arbeiten nur unzulänglich behandelt worden, da der damalige Kenntnisstand noch keine eindeutige Antwort zuließ. Deshalb waren zwar in beiden Fällen erhebliche Zweifel dahingehend zum Ausdruck gekommen, ob tatsächlich die erforderlichen Randbedingungen für das Zustandekommen dieser Reaktion beim Zusammenschmelzen des Reaktorkerns gegeben seien und/oder die auftretenden Reaktionskräfte zur Zerstörung von Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter führen könnten. In Ermangelung eindeutiger Ausschlußkriterien wurden dann aber doch in beiden Studien das Zustandekommen einer (großen) Dampfexplosion unterstellt und die daraus resultierenden Unfallauswirkungen berücksichtigt. Kernschmelzen mit frühzeitigem Versagen des Sicherheitsbehälters infolge Dampfexplosion (Freisetzungskategorie 1) wurde damit zum schlimmsten

Unfall schlechthin, belegt mit den berechneten Früh- und Spätschäden. Dies erweist sich aber im Licht neuerer Erkenntnisse, anhand differenzierter Betrachtungsweise als nicht länger haltbar.

Die erste Voraussetzung für eine große Dampfexplosion – nur dabei treten Kräfte auf, die zur Zerstörung von Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter führen können – ist die Vorfragmentierung bei Abtropfen des schmelzenden Kerns in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters oder beim Sumpfeinbruch während der Betonzerstörung durch die Schmelze. Der dafür erforderliche Zeitbedarf ist jedoch so groß, daß die nicht auszuschließenden kleinen Dampfexplosionen die große Dampfexplosion mit ihren befürchteten Auswirkungen sicher ausschließen. Selbst bei der unrealistischen Unterstellung, daß dieser Mechanismus nicht zum Zuge kommt, wird die erforderliche Vorfragmentierung der Schmelzmasse infolge lokaler Krustenbildung nicht homogen sein. Auch die Erfüllung der zweiten Voraussetzung, nämlich die weiterhin erforderliche Feinfragmentierung, wird durch unvermeidliche Inhomogenitäten behindert. Das hat zur Folge, daß Druckspitze und -amplitude der Dampfexplosion geringer ausfallen. Daraus folgt wiederum, daß zwar kleine Dampfexplosionen durchaus für möglich gehalten werden müssen, sie jedoch auch das sicherste Mittel darstellen, große Dampfexplosionen mit Zerstörung von Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter ausschließen zu können. Die für niedrigen Druck geltenden Überlegungen lassen sich durch solche für hohen Druck, bei dem im überhitzten Wasser keine großen Wärmemengen für die spontane Verdampfung gespeichert werden können, ergänzen. Als Ergebnis bleibt also festzuhalten, daß Kernschmelzunfälle mit frühzeitigem Sicherheitsbehälterversagen infolge Dampfexplosion keine Realisierungschance haben, also auch nicht mehr die maximalen Gesundheitsschäden bestimmen. Insofern war in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke der Vorbehalt gegenüber der Freisetzungskategorie 1 durchaus angebracht.

