

Reaktorsicherheit

Neuere Entwicklungen in der Sicherheitsforschung und Sicherheitstechnik

Von F. Mayinger, München,
A. Birkhofer, Garching

Anschrift der Verfasser:

Prof. Dr.-Ing. F. Mayinger, Lehrstuhl A für Thermodynamik, Technische Universität München, Arcisstraße 21, 8000 München 2;

Prof. Dr. A. Birkhofer, Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Forschungsgelände, 8046 Garching.

Überarbeitete Fassung des Plenarvortrages, gehalten auf der Jahrestagung Kerntechnik der Kerntechnischen Gesellschaft (KTG) und des Deutschen Atomforums (DAf) vom 17. bis 19. 5. 88 in Travemünde.

Die Forschung für die Reaktorsicherheit wurde stets kontinuierlich den sicherheitstechnischen Anforderungen angepaßt. Trotz der unabhängigen Finanzierung und Steuerung dieser Sicherheitsforschung war seit 1972 eine enge Verbindung mit den Genehmigungsverfahren und insbesondere mit den Herstellern und Betreibern von Kernkraftwerken im Sinne eines gegenseitigen Erkenntnis- und Informationsflusses gewährleistet. Seit einigen Jahren werden Unfallszenarien diskutiert, bei denen angenommen wird, daß die Schmelze aus dem Reaktordruckbehälter auf das Betonfundament der Anlage gelangt und dort durch thermische sowie chemische Wechselwirkungen Gase freisetzt, die zu einem Druckaufbau und schließlich zu einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters nach drei bis fünf Tagen führen könnten. In der Bundesrepublik Deutschland werden daher alle Kernkraftwerke mit wassergekühlten Reaktoren mit Vorrichtungen versehen, die eine kontrollierte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters innerhalb einiger Tage zulassen.

1. Einführung

Sicherheitsforschung ist immer zweckgerichtet und muß sich an den Erfordernissen, aber auch an den Erfahrungen im Betrieb und bei Störung oder Ausfall einzelner Komponenten orientieren. Risikostudien sind für Kernkraftwerke ein besonders zweckmäßiges und geeignetes Mittel, den Beitrag gestörter oder ausgefallener Komponenten des Systems zur Entwicklung und zur Eskalation möglicher Stör- und Unfallszenarien zu beurteilen und daraus Konsequenzen sowohl für die Sicherheitstechnik als auch für die Sicherheitsforschung zu ziehen. Das Sammeln von „Erfahrung“ stützt sich also hier auf systemtechnische Kombinatorik, physikalische Gesetzmäßigkeiten, mathematische Probabilistik, aber insbesondere auch auf Betriebsdaten und Zuverlässigkeit bzw. Störanfälligkeit der im Kraftwerk integrierten Komponenten.

Tatsächliche Unfallereignisse, wie in Three Mile Island oder in Tschernobyl, trugen demgegenüber wenig zur Vervollständigung der sicherheitstechnischen Erfahrung und damit zu einer vorausschauenden Verbesserung der Sicherheitssysteme bei. Maßnahmen zur Beherrschung eines Unfalls, wie er sich in Three Mile Island ereignete, waren für deutsche Druckwasserreaktoren schon vor diesem Ereignis getroffen worden. Der Unfall von Tschernobyl hat zwar in bedrückender Weise das mit den in einem Kernreaktor vorhandenen radioaktiven Stoffen verbundene Gefahrenpotential vor Augen geführt, die grundlegenden Unterschiede in den reaktorphysikalischen und sicherheitstechnischen Merkmalen lassen aber eine Übertragung des Unfallgeschehens auf westliche Anlagen aufgrund physikalischer Gesetze und aus technischer Sicht nicht zu. Dennoch wurden gerade in der deutschen Öffentlichkeit die durch Tschernobyl hervorgerufenen Ängste und Befürchtungen auf die eigenen Kraftwerke projiziert. Dies führte dazu, daß die Kerntechnik von einem beträchtlichen Teil unserer Bevölkerung subjektiv als Bedrohung und Gefährdung empfunden wird.

Noch in der ersten Hälfte der achtziger Jahre war die Meinung weit verbreitet, Sicherheitsfragen seien weitgehend gelöst und weitere Sicherheitsforschung sei nur noch in begrenztem Umfang nötig. Tschernobyl hat auch diese Einschätzung stark geändert. Risikostudien [1, 2] zeigten schon in der zweiten Hälfte der siebziger Jahre Möglichkeiten für betriebliche Maßnahmen und auch für die Ertüchtigung von Schutz- und Sicherheitssystemen auf, um auch äußerst selten zu erwartende schwere Störfälle mit Gefahr der Kernbeschädigung so zu beherrschen, daß eine unzulässige Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung vermieden wird. Der Unfall von Tschernobyl hat weltweit den politischen Willen aktiviert, Vorkehrungen zu treffen und Maßnahmen zu ergreifen, welche diese Möglichkeiten im Ernstfall nutzbar machen.

Daraus entwickelt sich derzeit ein auf den alten, bewährten Grundsätzen aufbauendes, aber hinsichtlich schwerer Störfälle wesentlich erweitertes Sicherheitskonzept, das es erlaubt, den größten Teil von Unfallszenarien, die Anfang der achtziger Jahre unter das vielzitierte „Restrisiko“ eingestuft waren, ohne unzulässige Auswirkungen auf die Umgebung zu beherrschen. Dies ist das Resultat der ständigen sicherheitstechnischen Weiterentwicklung, nicht nur für neue Anlagen und Reaktorkonzepte, sondern auch für Anlagen, die schon längere Zeit in Betrieb sind.

2. Entwicklungen in der Sicherheitsstrategie

Zum besseren Verständnis neuester Überlegungen zur Sicherheitstechnik erscheint es zweckmäßig, sich die historische Entwicklung der Sicherheitsstrategie für Kernreaktoren, insbesondere wassergekühlter Leistungsreaktoren, nochmals ins Gedächtnis zu rufen. Mitte der fünfziger Jahre, dem Beginn der

kerntechnischen Entwicklung in der Bundesrepublik Deutschland, wurde weltweit noch vom „Größten Anzunehmenden Unfall“ ausgegangen. Die internationale Sicherheitsforschung wies dann bald ein breiteres Szenario von Unfallmöglichkeiten aus, die aber durch diese umfassenden und einhüllenden Ereignisse abgedeckt werden konnten, das man etwa ab Mitte der sechziger Jahre mit „Auslegungsstörfälle“ bezeichnete. Die Schutz- und Sicherheitssysteme des Reaktors waren dementsprechend zur sicheren Beherrschung dieser Auslegungsstörfälle auszulegen [3].

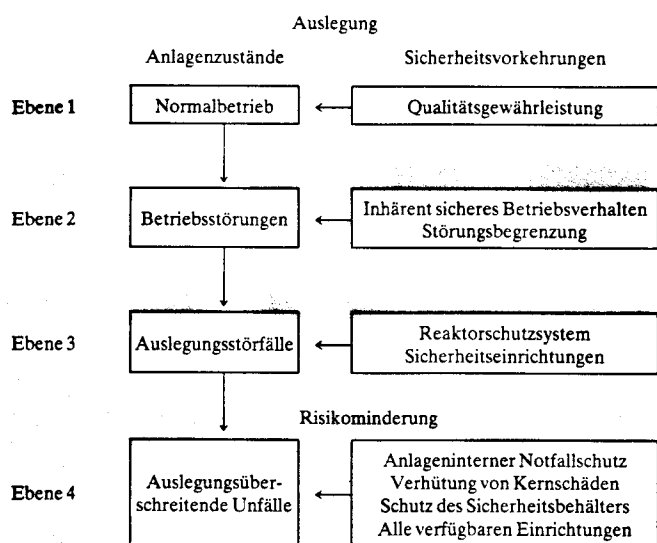
Risikostudien brachten dann in der zweiten Hälfte der siebziger Jahre über diese Auslegungsstörfälle hinausgehende, sogenannte schwere Unfälle in die Diskussion, die dem Restrisiko zugeordnet wurden. Ein schwerer Unfall entwickelt sich immer aus einem Betriebstransienten oder durch ein Leck, wobei ein unabhängiges und umfangreiches Versagen von Schutz- und Sicherheitseinrichtungen über das Maß hinaus unterstellt wird, das im Genehmigungsverfahren zur Beherrschung des Auslegungsstörfalles als minimale Verfügbarkeit angenommen ist. Im Gegensatz zu den physikalischen und technischen Gegebenheiten des Reaktors in Tschernobyl würde aber – wegen des Barriereneinschlusses – bei westlichen wassergekühlten Reaktoren relativ viel Zeit verstreichen, bis ein Störfall zu einem schweren Unfall mit unzulässiger radioaktiver Freisetzung in die Umgebung eskalieren könnte. Diese Zeit kann zu Gegenmaßnahmen – sogenannten internen Notfallschutzmaßnahmen – oder, wie es im Englischen zutreffender ausgedrückt ist, zum „Accident Management“ genutzt werden, worauf G. Herbold und E. J. Kersting [4, 5] schon vor Jahren hinwiesen. Damit läßt sich ein breites Spektrum der früher als Restrisiko eingestuften schweren Unfälle in dem Maße beherrschen, daß der Kern innerhalb des Druckbehälters zurückgehalten wird, also nicht in den Sicherheitsbehälter gelangt, und damit keine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung stattfindet. Die Maßnahmen gegen die Auslegungsstörfälle werden also durch weitere, die dem Notfallschutz dienen, umfassend und wesentlich ergänzt.

Die ursprünglich rein deterministische Behandlung sicherheitstechnischer Fragen wurde in der zweiten Hälfte der siebziger Jahre aufgrund der Risikostudien durch probabilistische Betrachtungen insbesondere hinsichtlich des Restrisikos ergänzt. Das Genehmigungsverfahren hielt sich aber immer an eine streng deterministische Vorgehensweise, wobei probabilistische Untersuchungen nur ergänzenden Charakter haben. Diese deterministische Vorgehensweise kann auch in Zukunft unter Einbeziehung des „Accident Management“ und unter breiter Abdeckung des „Restrisikos“ beibehalten werden, wenn für über die Auslegungsstörfälle hinausgehende Ereignisse als Notfallschutzziel die Integrität des Reaktordruckbehälters und der Verbleib des Kernmaterials in ihm definiert werden. Damit kann dank zusätzlicher und verbesserter Sicherheitseinrichtungen sowie unter Zuhilfenahme von betrieblichen Einrichtungen, die ursprünglich nicht als Sicherheitssysteme gedacht waren, im logischen Sinne mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit ein katastrophales Kernversagen ausgeschlossen werden.

Damit wird, wie in Tab. 1 veranschaulicht, dem Mehrstufenkonzept zur Sicherheitsvorsorge in Kernkraftwerken eine weitere Sicherheitsebene gleichsam als auffangendes und umspannendes Sicherheitsnetz hinzugefügt. Der Deutlichkeit halber seien die verschiedenen Sicherheitsebenen, die der gestaffelten Verteidigung gegen Stör- und in Zukunft auch Unfällen dienen, mit ihren sicherheitstechnischen Vorkehrungen nochmals in Erinnerung gerufen.

Die erste Schutzebene stellt die Qualitätsgewährleistung mit den hohen Qualitätsanforderungen an alle Anlagenteile dar. So werden Komponenten und Systeme mit hohen Sicherheitsreserven ausgestattet. Nicht nur bei der Errichtung, sondern auch während des Betriebes der Anlagen werden aufwendige Qualitätssicherungsmaßnahmen durchgeführt.

Tabelle 1: Mehrstufenkonzept zur Sicherheitsvorsorge in Kraftwerken



Auf der zweiten Stufe bzw. Schutzebene stehen Einrichtungen zur Störungsbegrenzung. Eine zentrale Stellung nimmt dabei das Reaktorschutzsystem ein, das alle wichtigen Meßwerte in der Anlage überwacht. Werden bestimmte Grenzwerte überschritten, so löst es automatische Schutzmaßnahmen aus, wie die Reduzierung der Leistung oder das Abschalten des Reaktors. Die Grenzwerte sind so festgelegt, daß eine Überbeanspruchung von Anlagenteilen ausgeschlossen ist. Es sei dabei hier nochmals erinnert, daß Leichtwasserreaktoren eine ausreichende negative Reaktivitätsrückwirkung besitzen und sich dadurch bei Störungen, unabhängig vom Eingreifen aktiver Systeme, allein aufgrund physikalischer Gesetzmäßigkeiten in einem sicheren Zustand stabilisieren.

Die dritte Sicherheitsebene wird von Sicherheitseinrichtungen wie z. B. den Not- und Nachkühlsystemen, den Notspeisewasserpumpen oder auch den Notstromdieseln gebildet, welche die Aktivitätsbarrieren bei Schäden an wichtigen Betriebssystemen schützen. Diese Sicherheitseinrichtungen sind durchwegs redundant vorhanden und eine räumliche Trennung sowie besondere bauliche Maßnahmen schützen sie vor Beschädigung durch übergreifende Einwirkungen, wie beispielsweise Brand oder Überflutung. Sie erfüllen dadurch ihre Aufgabe so zuverlässig, daß wenigstens zwei intakte Aktivitätsbarrieren eine unzulässige Freisetzung von Radioaktivität an die Umgebung verhindern.

Diese sicherheitstechnischen Einrichtungen wurden im weitesten Sinne fehlertolerant ausgeführt, z. B. dadurch, daß der Einfluß menschlichen Fehlverhaltens durch Automatisierung über einen bestimmten Zeitraum weitgehend eliminiert ist. Sie schützen demnach die Anlage und deren Umgebung bei allen vernünftigerweise vorstellbaren Schadensereignissen vor unzulässiger Belastung. Diese Funktion wird wegen der hohen Redundanz auch dann sicher erfüllt, wenn ein von der eigentlichen Schadensursache unabhängiger, zusätzlicher Fehler – einschließlich etwaiger Folgefehler – auftritt, also z. B. eine Nachkühlpumpe ausfällt, und sogar, wenn eine zweite zum Zeitpunkt der Anforderung gerade in Inspektion gewesen wäre.

Die vierte, neue Schutzebene kann nun durch den anlageninternen Notfallschutz – das Accident Management – gebildet werden, wodurch sich auch auslegungsüberschreitende Unfälle unter Verhütung von katastrophalen Kernschäden und unter vollem Schutz des Sicherheitsbehälters beherrschen lassen.

Tabelle 2: Klassifizierung von Unfällen (jenseits der Auslegungsstörfälle)

Kategorie I:	Anforderungen aus Genehmigungsverfahren nicht erfüllt, aber volle Kühlbarkeit des Kernes mit verbleibenden Sicherheitssystemen. Temperaturgrenzen aus Genehmigung nicht überschritten.
Kategorie II:	Unfallverlauf mit Kernschäden. Durch wiederaktivierte Kühlung aber langfristige Nachwärmeabfuhr möglich (TMI-Fall).
Kategorie III:	Unfallverlauf mit kompletter Kernschmelze und Eindringen der Schmelze in das Containment.

3. Accident Management und Notfallschutz

Es hat sich als zweckmäßig herausgestellt, eine Klassifizierung der die Auslegungsstörfälle überschreitenden Schadensereignisse anhand des Zustands des Kernes vorzunehmen. Dabei werden, wie in Tab. 2 dargestellt, drei Kategorien unterschieden, nämlich eine erste, bei der zwar weniger Sicherheitssysteme zur Verfügung stehen, als nach den Vorschriften des Genehmigungsverfahrens zulässig wäre, die Temperaturen im Kern aber trotzdem noch innerhalb der Genehmigungsrichtlinien bleiben. In die zweite Kategorie wären diejenigen Unfälle einzuordnen, bei denen der Kern zwar beschädigt wurde, also die Brennstofftabletten aus den Brennstäben teilweise freigelegt sind und auch ein Teil der Brennelemente geschmolzen ist, aber der Kern insgesamt immer noch kühlbar bleibt. In diese Kategorie ist der Kern des Reaktors in Three Mile Island nach dem Unfall einzuordnen. Die dritte Kategorie schließlich umfaßt alle Zustände mit vollständig geschmolzenem, außerhalb des Reaktordruckbehälters befindlichem Kernmaterial, dessen Kühlbarkeit nicht wieder herzustellen wäre.

Die Sicherheitssysteme sind zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle mit großen Reserven ausgestattet, wobei noch hinzukommt, daß ihre Auslegung unter extrem pessimistischen – sogenannten konservativen – Annahmen für die Wirksamkeit des Wärmetransportes aus dem Kern zu einer Wärmesenke erfolgte. Diese Konservativität der Annahmen bei der Auslegung sei anhand von Abb. 1 beispielhaft erläutert. Die im Genehmigungsverfahren angewandte konservative Berechnung sagt für den doppelendigen Bruch der das Primärkühlmittel führenden Leitung zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter Maximaltemperaturen der Brennstabhüllen von nahezu

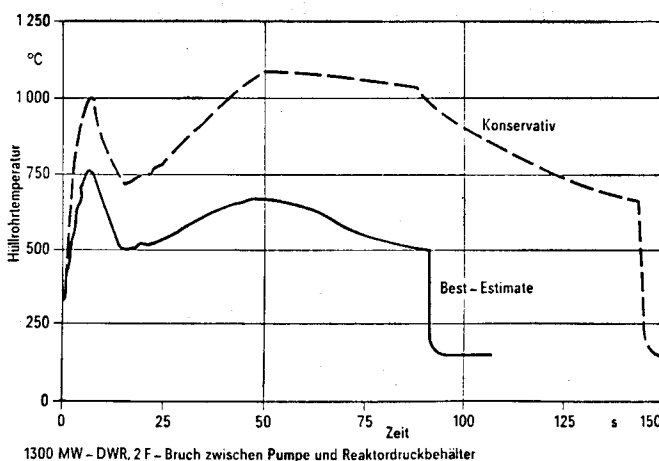


Abb. 1: Zeitlicher Verlauf der Hüllrohrtemperaturen an der heißesten Stelle nach einem doppelendigen Bruch einer Primärkühlmittel führenden Rohrleitung.

1200 °C voraus, wenn alle voll passiv arbeitenden Druckspeicher bis auf einen, der unmittelbar auf die Leckstelle speist, zur Verfügung stehen und zwei von vier vorhandenen Nachkühlpumpen für die Wärmeabfuhr aus dem Kern sorgen. Die Brennstabhüllen wären nach dieser Berechnung knapp 150 s nach Unfälleintritt wieder benetzt. Durch jahrzehntelange Forschung experimenteller und theoretischer Art ist inzwischen so viel Wissen vorhanden, daß dieser Störfall unter real zu erwartenden physikalischen Gegebenheiten und Randbedingungen sehr zuverlässig vorausberechnet werden kann. Diese Vorausberechnung wird eine „Best-Estimate-Analyse“ genannt. Nach dieser Analyse steigen die Hüllrohrtemperaturen in einer allerersten, kurzen Phase – nämlich gegen Ende des Ausströmvorganges – knapp über 750 °C, erreichen ein zweites Maximum bei 650 °C und die Brennstäbe sind bereits nach etwa 90 s wieder benetzt.

Dementsprechend reichen zur Einhaltung der im Genehmigungsverfahren vorgegebenen Temperaturgrenze von 1200 °C weniger, als die dort unter konservativen Annahmen geforderten Notkühlssysteme aus. Tab. 3 vermittelt eine Vorstellung darüber, in welchem Umfang die Not- bzw. Nachkühlssysteme versagen dürften, ohne daß die Kernintegrität, wie sie in den Auslegungstörfällen genehmigungstechnisch unterstellt wird, verletzt wäre [6]. Für große Lecks in Primärkühlmittel führenden Leitungen könnte man sogar auf die Druckspeicher, die wegen ihrer automatischen und passiven Wirkungsweise eine äußerst hohe Zuverlässigkeit haben, verzichten und eine einzige Niederdruck-Nachkühlpumpe wäre in der Lage, Hüllrohrtemperaturen unterhalb 1200 °C zu gewährleisten [7].

Mit abnehmendem Leckquerschnitt übernehmen in zunehmendem Maße die Dampferzeuger den Wärmetransport aus dem Kern, wobei deren Sekundärseite durch Druckentlastung auf niedrige Temperaturen gebracht wird und primärseitig eine sich automatisch einstellende Naturkonvektion zwischen Kern und Dampferzeuger den Wärmetransport bewerkstelligt. Je nachdem, welche Verzögerung bei der an sich sofortigen Einleitung der sekundärseitigen Druck- und damit auch Temperaturabsenkung unterstellt wird, reicht in den meisten Fällen eine Hochdruck-Einspeisepumpe für die erste Phase der Kühlung aus, die dann langfristig durch eine Niederdruckpumpe ergänzt

Tabelle 3: Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr bei Lecks in einer Primärkühlmittel führenden Rohrleitung

Leckquerschnitt (cm ²)	Systemfunktionen					Speisewasserversorgung
	HD-System	Druckspeicher	ND-System Fluten	ND-System Sumpfbetr.	Zul. Abfahrverz. d. Sek.seite (min)	
> 500	-	-	1	1	-	-
200-500	1	-	1	1	-	-
300-500	-	2	1	1	-	-
80-200	3 od. 4	-	2	2	-	-
	2	-	1	1	60	1 Hauptspeisewasserversorgung oder 2 Notspeisewasserversorgung
	1	-	1	1	30	
2	-	1	1	60		
50- 80	1	3	1	1	60	1 Hauptspeisewasserversorgung oder 2 Notspeisewasserversorgung
	1	-	1	1	30	
25- 50	2	-	1	1	90	1 Hauptspeisewasserversorgung oder 2 Notspeisewasserversorgung
	1	-	1	1	60	
2- 25	1	-	1	1	> 120	1 Hauptspeisewasserversorgung oder 2 Notspeisewasserversorgung
	-	-	1	1	30	

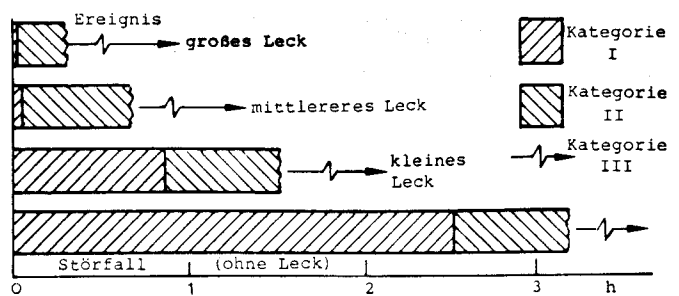


Abb. 2: Zeitliche Toleranz für Gegenmaßnahmen bei Störfällen unterschiedlicher Leckagen.

wird. An dieser Stelle sei nochmals erwähnt, daß moderne Druckwasserreaktoren deutscher Bauart für die Notkühlung vier Hochdruck-Einspeisepumpen, vier Niederdruckpumpen und acht Druckspeicher besitzen.

Der sekundärseitig abgeblasene Dampf muß selbstverständlich wieder durch Einspeisung von Wasser in die Dampferzeuger ersetzt werden. Hierfür stehen in der Regel drei Hauptspeisewasserpumpen, zwei An- und Abfahrspesewasserpumpen sowie vier jeweils durch einen eigenen Dieselmotor angetriebene Notspesewasserpumpen zur Verfügung. Von all diesen Einspeisemöglichkeiten reichen zur Wahrung von Kernzuständen der Kategorie I eine Hauptspeisewasserpumpe oder zwei Notspesewasserpumpen aus.

Wäre auch diese Mindestanforderung im Notfall nicht erfüllt, so würde der Unfall zu einem Szenario der Kategorie II eskalieren, d. h. der Kern würde teilweise schmelzen und die Brennstabhüllen würden versagen. Abhängig von der Größe des Lecks im Primärkreis und damit von der auslösenden Störung stehen unterschiedlich lange, aber für Gegenmaßnahmen ausreichende Zeiten zur Verfügung, bevor katastrophales Kernschmelzen eintritt und die Schmelze den Reaktorbehälter durchdringt, was Szenarien der Kategorie III einleiten würde. Abb. 2 zeigt, daß bei einem Störfall ohne Leck, was z. B. dem Ausfall der gesamten elektrischen Drehstromversorgung – einschließlich der vier Notstromdiesel bei Druckwasserreaktoren – entspricht, mehr als zwei Stunden für Gegenmaßnahmen verfügbar wären. Neue und bei jedem deutschen Kernkraftwerk individuell durchgeführte Untersuchungen bestätigten, daß mit Sicherheit davon ausgegangen werden kann, daß innerhalb von zwei Stunden zumindest eine externe Einspeiseleitung in das Kraftwerk wieder Strom liefert. Hierbei ist zu erwähnen, daß in jüngster Zeit an verschiedenen Anlagen Ertüchtigungsmaßnahmen zur zuverlässigen Energieversorgung nach Störfällen vorgenommen wurden. Dies gilt sowohl für die Drehstromversorgung als auch insbesondere für die Batteriekapazität der Gleichstromversorgung, an die alle sicherheitstechnisch notwendigen Schalt- und Schutzeinrichtungen einschließlich der Ventiltriebe angeschlossen sind.

Die kürzeste Toleranzzeit für Gegenmaßnahmen des Accident Management hätte ein großes Leck. Dabei ist jedoch zu berücksichtigen, daß aufgrund des hohen Standards der Qualitätssicherung der druckführenden Leitungen ein solches großes Leck am Ende der Wahrscheinlichkeitsskala für Störfallereignisse rangiert, wie Risikostudien deutlich dokumentieren.

Die Toleranzzeiten bis zum Eintritt von Szenarien der Kategorie III können nun durch Maßnahmen des „Accident Management“, d. h. des anlageninternen Notfallschutzes [8], erheblich gedehnt werden, wie Abb. 3 vermittelt. Die dort gezeigten, allein durch Accident Management-Maßnahmen erreichbaren Toleranz- bzw. Überbrückungszeiten liegen bei mehreren Stunden, in denen es sicher möglich ist, zumindest eines der Not- bzw. Nachkühlssysteme wieder zu aktivieren und soviel Energie aus einem Einspeisensetz oder aus einem Notstromdiesel zur Verfügung zu stellen, daß die Mindestanforderungen für die Wärmeabfuhr aus dem Kern erfüllt sind.

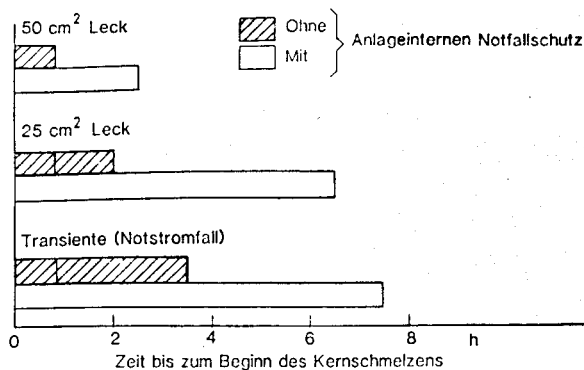


Abb. 3: Zeitgewinn durch anlageninternen Notfallschutz (Maßnahme: „Öffnen von Druckhalterventilen und dadurch initiierte Akkumulatoreinspeisung“ in einem DWR).

Die Vorgehensweise bei einem solchen anlageninternen Notfallschutz soll am Beispiel des völligen Verlustes der Dampferzeugerbespeisung in einem Druckwasserreaktor erläutert werden. Ein solcher Fall träte ein, wenn die drei Hauptspeisepumpen, die beiden An- und Abfahrpumpen sowie alle vier Notspeisepumpen nicht verfügbar wären, was dann zum sekundärseitigen Ausdampfen der Dampferzeuger und damit zum Zusammenbruch der Wärmetransportkette aus dem Kern führen würde. Da die nach Abschaltung des Reaktors im Reaktorkern weiterhin erzeugte Nachwärme nach dem Austrocknen der Dampferzeuger nicht mehr abgeführt werden könnte, würde sie zunächst im Kühlmedium des Primärsystems gespeichert werden, was zu einer Druckerhöhung und damit durch Ansprechen der primärseitigen Sicherheits- und Abblaseventile zu einem Ausströmen von Reaktorkühlmittel in den Sicherheitsbehälter, zum Verlust der Kernkühlung und schließlich und endlich zum Kernschmelzen führen würde.

Ingenieurtechnische Analysen und phänomenologische Computersimulationen des geschilderten Schadensverlaufes zeigen nun, daß umfangreiche, bei der ursprünglichen sicherheitstechnischen Auslegung nicht vorgesehene Einrichtungen und Maßnahmen zur Verfügung stehen, um den Kern sicher im Reaktordruckbehälter zu halten. Da es immer oberstes Gebot ist, eine möglichst vollkommene Integrität des Primärkreises zu gewährleisten, würde zunächst versucht werden, die Bespeisung der Dampferzeuger wiederherzustellen. Hierzu könnte nach einer sekundärseitigen Druckentlastung der große Wasservorrat im Speisewasserbehälter herangezogen werden, der ja unter Druck steht, wobei durch Schaltung entsprechender Ventile Speisewasser in den Dampferzeuger ohne jede aktive Pumpe strömen würde. Es können jedoch auch Pumpen niedriger Förderhöhe – z. B. Feuerlöschpumpen – eingesetzt werden. Diese Feuerlöschpumpen könnten aus jedem beliebigen Wasservorrat, dem Feuerlöschteich, dem am Kraftwerk vorbeiführenden Fluß oder auch aus der Trinkwasserversorgung gespeist werden.

Unterstellt man nun, daß auch alle diese Bemühungen fehlschlagen, so wäre das Schutz- und Verteidigungskonzept des „Accident Management“ noch lange nicht erschöpft. Man könnte jetzt eine Druckentlastung des Primärkreises über die Druckhalterventile einleiten, wobei die Steuerung dieser Ventile aus der Batterie gespeist wird, also von jeder Dreh- bzw. Wechselstromversorgung unabhängig wäre. Diese Druckentlastung senkt durch Entspannungsverdampfung die Temperatur des Fluids im Primärkreis und kühlt dann durch Dampfbildung an den Brennstäben den Kern. Selbstverständlich muß das ausdampfende Wasser möglichst bald, aber zumindest rechtzeitig bevor die Brennelemente völlig trocken gehen, wieder ersetzt werden. Dies ist dadurch zu bewerkstelligen, daß mittels dieser

Druckentlastung der Druck im Primärkreis unter den Ansprechdruck der Druckspeicher, also unter 27 bar abgesenkt und dadurch die großen Wasservorräte dieser primärseitigen Druckspeicher genutzt werden. Dadurch kann für mindestens weitere vier Stunden die Kernkühlung wieder gewährleistet werden.

Dieser Zeitgewinn kann wiederum genutzt werden, um externe Pumpen heranzuschaffen, die dann Wasser auf die Sekundärseite der Dampferzeuger fördern und damit den Wärmetransport aus dem Kern durch Naturumlauf wieder in Gang bringen. Darüber hinaus kann bei vorhandener elektrischer Energie die Kernkühlung auch über die Notkühlsysteme aufrechterhalten werden. Erst wenn alle diese Maßnahmen aus während der nun zusätzlich zur Verfügung stehenden Zeit nicht gelingen sollten, käme es zu einer Schädigung des Reaktorkernes und damit zu einer Ausweitung des Unfalles allmählich in das Szenario der Kategorie III.

Auch bei Siedewasserreaktoren bestehen zahlreiche Möglichkeiten zur Verhütung von Kernschäden bei auslegungsschreitenden Ereignissen. Abb. 4 zeigt verschiedene Einspeisemöglichkeiten bei einem Siedewasserreaktor der Baulinie 69. Von den beiden Hochdruckeinspeisesystemen bis zu den Feuerlöschsystemen und der Trinkwasserversorgung stehen zahlreiche Möglichkeiten zur Wiederherstellung der Kernkühlung zur Verfügung. Insbesondere das turbinengetriebene Hochdruckeinspeisesystem (TJ-System) erlaubt eine sehr langfristige Einspeisung in den Reaktordruckbehälter. Da vom Primärdampf getrieben, ist es unabhängig von der Stromversorgung und es arbeitet auch dann, wenn alle Netzversorgungsmöglichkeiten ausfallen, die blockseitige Eigenbedarfsversorgung nicht funktioniert und auch noch alle Notstromdiesel versagen. Die Druckölversorgung für die Lagerschmierung dieser Dampf-Turbopumpen wurde im Zuge einer sicherheitstechnischen Nachrüstung und Ertüchtigung an die Batterieversorgung angeschlossen. Die Batteriekapazität wurde bei den Siedewasseranlagen gegenüber früher wesentlich erhöht, so daß dieser Verbrauch sicher mit abgedeckt ist.

Durch die genannten Einspeisemöglichkeiten kann auch bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (ADE) und Versagen aller Notstromdiesel die Zeit bis zur Wiederherstellung der notwendigen Energieversorgung oder bis zur Schaffung separater Einspeisemöglichkeiten überbrückt werden. Dies wird durch Abb. 5 illustriert, wo die bis zum Beginn einer Kernaufheizung zur Verfügung stehenden Zeiten für verschiedene Notfallschutzmaßnahmen dargestellt sind. Danach lägen die vor einiger Zeit noch für das Kernkraftwerk Krümmel vorhergesagten äußerst kurzen Zeiten, die bis zur massiven Freisetzung von Radioaktivität aus dem Sicherheitsbehälter nach Kernschmelzen angeblich nur zur Verfügung stünden, auch bei Eintritt eines über den Auslegungstörfall weit hinausgehenden Unfalls, außerhalb jeder physikalischen Realität.

4. Schutzmaßnahmen bei Kernschmelzen

Logisches Kalkül läßt damit ein Durchdringen geschmolzenen Kernmaterials durch den Reaktordruckbehälter und damit massive Kernschmelzreaktionen im Sicherheitsbehälter vermeiden. Erwähnt sei hier, daß die Schmelze beim Unfall in Three Mile Island im Druckbehälter des Primärkreises blieb, ohne daß Accident Management-Maßnahmen im oben beschriebenen Umfang eingeleitet wurden. Nach den Gesetzen der mathematischen Probabilistik gibt es aber kein Ereignis – weder in der Technik noch in der Natur – das die Eintrittswahrscheinlichkeit null hätte, es sei denn, es widerspräche völlig den physikalischen Gesetzen. Gestützt auf diese probabilistischen Rechnungen in Risikostudien und vor allem subjektiv aktiviert durch die Ereignisse in Tschernobyl werden deshalb seit einigen Jahren Unfallszenarien diskutiert, bei denen vorausgesetzt

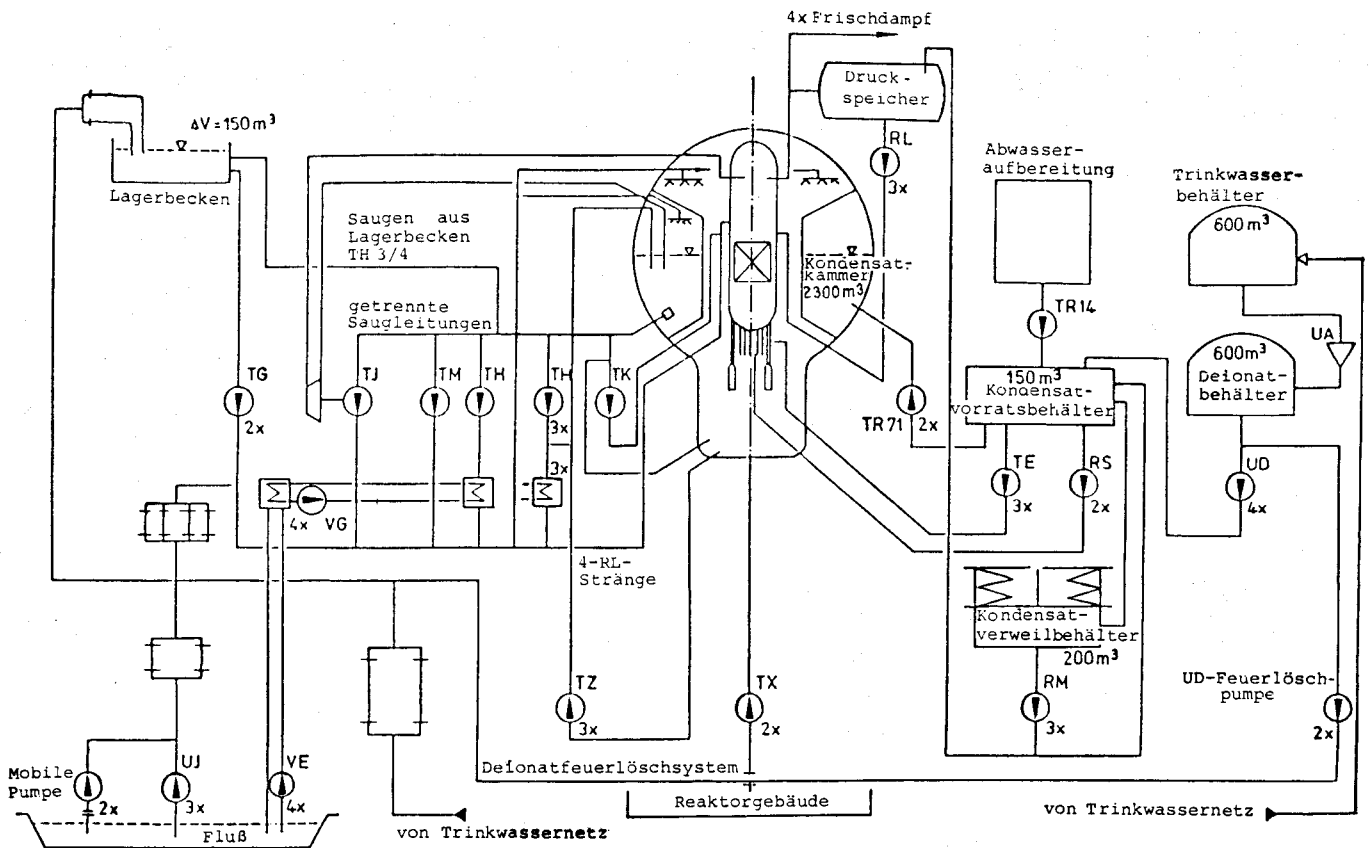


Abb. 4: Einspeisemöglichkeiten bei Siedewasserreaktoren der Baulinie 69.

wird, daß die Schmelze aus dem Reaktordruckbehälter auf das Betonfundament der Anlage gelangt und dort durch thermische sowie chemische Wechselwirkungen Gase – insbesondere Wasserdampf, Kohlendioxid, aber auch Wasserstoff – freisetzt, die zu einem Druckaufbau und schließlich zu einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führen könnten. Der zeitliche Verlauf des Druckes im Sicherheitsbehälter bei einem solchen Kernschmelzunfall ist in Abb. 6 skizziert, wobei von einem kleinen Leck oder dem vollständigen Ausfall der elektrischen Wechselstromversorgung ausgegangen wurde. Dieses als Hochdruckpfad apostrophierte Kernschmelzenzenario unterscheidet sich nicht wesentlich von den als Niederdruckpfad

bezeichneten Ereignisabläufen, bei denen ein großes Leck im Primärsystem der Auslöser ist. Nach drei bis fünf Tagen würde der Druck im Sicherheitsbehälter einen Wert erreichen, der zu dessen Versagen führen könnte.

Alle deutschen Anlagen mit wassergekühlten Reaktoren – Druckwasser- und Siedewasserreaktoren – werden deshalb mit Vorrichtungen versehen, die eine kontrollierte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters innerhalb einiger Tage zulassen. Zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe werden Filtersysteme in die Entlastungsstrecken eingebaut. Ferner werden Einrichtungen zur Überwachung der freigesetzten Aktivität vorgesehen.

Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und Versagen aller Notstromdiesel

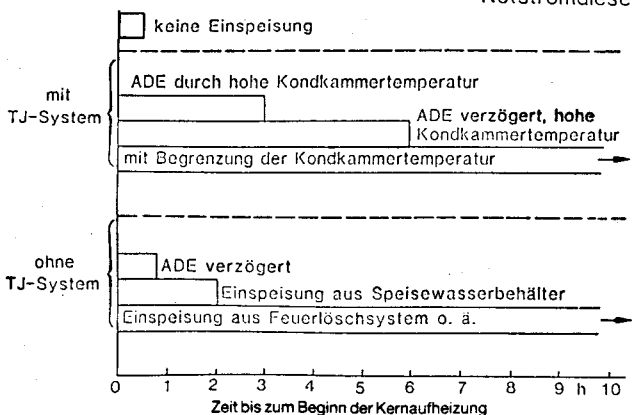


Abb. 5: Zeitgewinn durch anlageninternen Notfallschutz bei Siedewasserreaktoren.

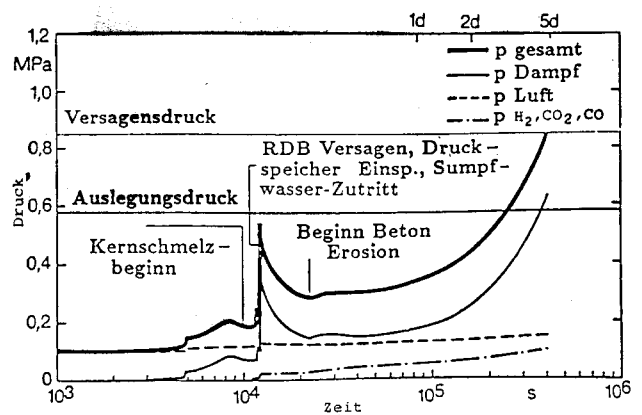


Abb. 6: Zeitlicher Verlauf des Druckes im Sicherheitsbehälter beim hypothetischen Unfall des Kernschmelzens.

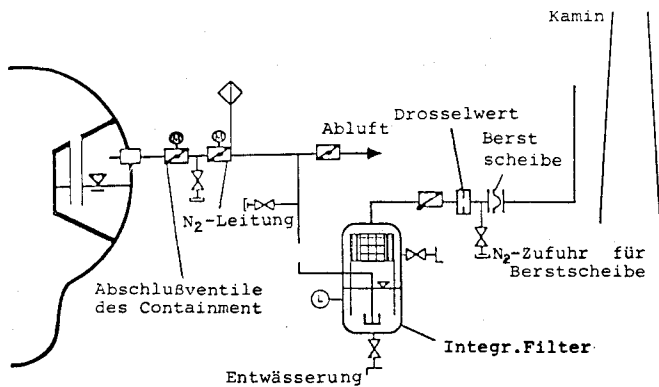


Abb. 7: Vorgesehene bzw. in Bau befindliche Einrichtungen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 (Kernkraftwerk Krümmel) mit dazugehöriger Filtereinrichtung für die Abluft.

Ein Beispiel einer Druckentlastungseinrichtung für den Sicherheitsbehälter eines Siedewasserreaktors – das Kernkraftwerk Krümmel – zeigt Abb. 7. Der Dampf wird aus der Kondensationskammer des Siedewasserreaktors mittels vorhandener Stutzen entnommen und strömt über zwei, im Notfall zu öffnende motorgetriebene Abschlußventile zu einem Filtersystem, das aus einem in einem Wasserpool befindlichen Venturi-Wäscher und einem nachgeschalteten Aerosol-Gewebefilter besteht. Diese Druckentlastungsstrecke ist aus Gründen eines sicheren Abschlusses des Sicherheitsbehälters im Normalbetrieb hinter den Filtern zusätzlich noch mit einer Berstscheibe geschlossen. Diese Berstscheibe wird im Notfall mittels Stickstoff aus Druckflaschen zerstört und damit der Weg für die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters freigegeben.

Beim Kernschmelzen wird auch Wasserstoff in nicht unerheblichen Mengen erzeugt. Dieser Wasserstoff könnte mit der im Sicherheitsbehälter vorhandenen Luft reagieren, wobei durch die bei der Verbrennung entstehende Druckwelle vor allem die Sicherheitsbehälter von Siedewasserreaktoren wegen ihrer wesentlich kleineren Abmessungen gegenüber denen der Druckwasserreaktoren gefährdet wären. Bei den Siedewasserreaktoren wird deshalb eine gezielte Verringerung des Sauerstoffgehalts bereits im Normalbetrieb angestrebt. Für die Baulinie 69 wurde ein Inertisierungskonzept festgelegt, das Wasserstoffexplosionen mit Sicherheit ausschließt, aber die notwendige Begehbarkeit des Sicherheitsbehälters trotzdem gewährleistet. Entsprechende Maßnahmen für die Baulinie 72 sind in der Diskussion.

5. Konsequenzen für die Sicherheitsforschung

Forschung für die Sicherheit von Kernreaktoren wird in der Bundesrepublik Deutschland in umfangreichem Maße und nach national wie international sehr ausgewogenen Plänen seit 1972 betrieben und wurde stets kontinuierlich den sicherheitstechnischen Anforderungen angepaßt. Trotz unabhängiger Finanzierung und Steuerung dieser Sicherheitsforschung war während der ganzen Zeit eine enge Verbindung mit den Genehmigungsverfahren und insbesondere mit den Herstellern und Betreibern von Kernkraftwerken im Sinne eines gegenseitigen Erkenntnis- und Informationsflusses gewährleistet. Wichtige Erkenntnisse aus der Sicherheitsforschung fanden unmittelbare Aufnahme und Anwendung bei Behörden und Betreibern.

Allgemeine Zielsetzungen des Sicherheitsforschungsprogramms sind:

- Die kontinuierliche Erweiterung der Kenntnisse über mögliche Ursachen und Abläufe von Unfällen.
- Die weitere Entwicklung von Modellen und Rechencodes für einen realistischen Nachweis des Sicherheitsniveaus.
- Die Analyse und das Aufzeigen von Sicherheitsgrenzen.
- Die weitere Entwicklung und Optimierung der Sicherheitstechnik.

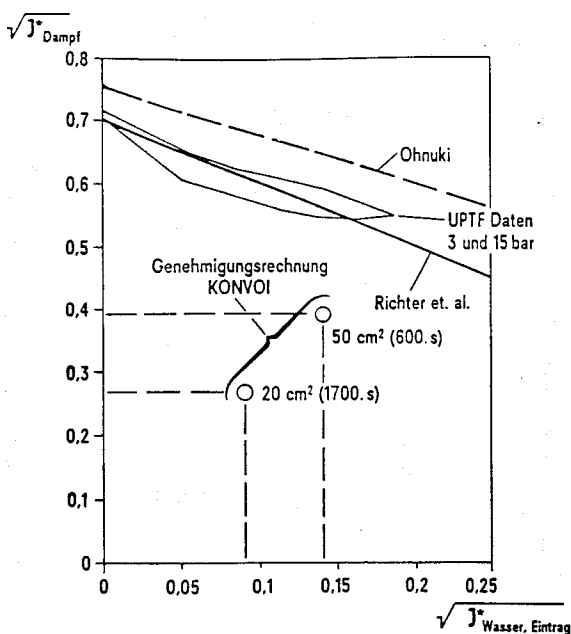
Im Augenblick konzentrieren sich die Forschungsaktivitäten auf folgende vier Bereiche:

- Komponentensicherheit und Qualitätssicherung.
- Anlagentransienten und Unfallabläufe.
- Mensch-Maschine-Wechselwirkung.
- Risiko und Zuverlässigkeit.

Es ist nicht möglich, in einer kurzen Darstellung auch nur annähernd den auf allen diesen Gebieten gewonnenen Erkenntnissen gerecht zu werden. Deshalb soll, sicher subjektiv und scheinbar willkürlich, ein Versuchsprogramm herausgegriffen werden, das einerseits die Effektivität der speziellen deutschen Notkühlensysteme deutlich unter Beweis stellt und andererseits die gemachten Ausführungen unterstreicht, daß für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen nicht nur genügend lange Toleranzzeiten verfügbar sind, sondern auch entsprechende physikalische Reserven bei der Anlagenbelastung bestehen.

Das in internationaler Kooperation mit der amerikanischen NRC und dem japanischen JAERI durchgeführte 2D/3D-Forschungsprogramm demonstrierte, daß die bei deutschen Druckwasserreaktoren verfügbare heißseitige, also von oben auf den Kern erfolgende Einspeisung des Notkühlwassers im Accident Management-Fall selbst bei geringen Wassermengen noch für die Kühlung des Kernes ausreichend wirksam ist. Im Rahmen dieser internationalen Kooperation baute und betreibt die Bundesrepublik Deutschland die sogenannte „Upper Plenum Test Facility“ [9], die im Originalmaßstab eines 1300-MW-Druckwasserreaktors die Strömungsvorgänge bei der Notkühlung im Primärkreis, insbesondere aber im oberen Plenum des Reaktordruckbehälters, nachbilden und untersuchen läßt. Hierbei wurden sowohl Notkühlfälle mit kleinem Leck als auch solche mit doppelendigem Bruch untersucht.

Bei einem kleinen Leck oder bei einem Störfall ohne Leck, also z. B. dem Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung, kommt der Naturkonvektion zwischen Kern und Dampferzeuger für die Wärmeabfuhr der Nachwärme von den Brennelementen, wie bereits oben erwähnt, große Bedeutung zu. In Grenzfällen sind dabei auch Konvektionszustände denkbar, bei denen das Fluid nicht über den heißen Strang, den Dampferzeuger, die Pumpe und den kalten Strang umläuft, sondern bei denen ausschließlich der heiße Strang, also die Primärkühlmittelleitung zwischen Reaktordruckbehälter und Dampferzeuger, für die Naturkonvektion genutzt wird. Dabei steigt im Kern erzeugter Dampf an der Oberseite dieser Primärkühlmittelleitung zum Dampferzeuger auf, kondensiert in den Steigrohren des Dampferzeugers, und das Kondensat fließt wieder am Boden dieser Primärkühlmittelleitung – dem heißen Strang – zurück. Dieser spezielle Konvektionsvorgang, der sogenannte Reflux-Boiler-Kondenser-Betrieb, wäre dann gestört und damit auch die Wärmeabfuhr aus dem Kern unterbrochen, wenn der aufsteigende Dampf durch Scher- und Impulskräfte das Kondensat am Rücklaufen in den Reaktordruckbehälter und damit in das Core hindern würde. Abb. 8 zeigt, daß die Genehmigungsrechnungen, wie sie z. B. für die Konvoi-Anlagen durchgeführt wurden, sehr konservative Werte zugrunde legen, da Messungen in der UPTF-Anlage ergaben, daß die Rücklaufverhältnisse noch bei erheblich höheren Dampf- und Kondensatströmen gewährleistet sind. Theorien aus der internationalen Literatur geben dabei teils der Realität nähere, z. T. aber auch etwas zu optimistische Daten [10, 11].



J_i^* – dimensionslose Leerrohrgeschwindigkeit, WALLIS-Parameter

$$J_i^* = \frac{\dot{M}_i}{\rho_i A} \left(\frac{\rho_i}{\Delta \rho g D} \right)^{1/2}$$

Abb. 8: Gegenströmung in der heißen Leitung, Vergleich der Versuchsergebnisse mit Korrelationen und Genehmigungsrechnung.

Bei Diskussionen zur Wirksamkeit der Notkühlung wurde verschiedentlich eingewandt, daß das heißseitig eingespeiste Notkühlwasser – insbesondere, wenn die Fördermengen durch Pumpenausfall oder Pumpenfehler gering wären – durch den im Kern erzeugten Dampf aus dem oberen Plenum ausgetragen würde, ohne in den Kern zu gelangen und damit zur Notkühlung beizutragen. Messungen in der UPTF-Anlage wiesen demgegenüber nach, daß unmittelbar nach Zuschaltung der Notkühlein speisung der Durchbruch von Notkühlwasser vom oberen Plenum in den Kernbereich erfolgt. Die Durchbruchzonen befanden sich jeweils im Vorfeld der bespeisten Loops und waren über lange Zeiten sehr stabil. Das in den Kernbereich eindringende unterkühlte Wasser kondensierte etwa ein Viertel des aus dem Kern entgegenströmenden Dampfes. Damit ist gewährleistet, daß auch bei geringer Wassereinspeisung von oben in den Kern, z. B. bei Verfügbarkeit von nur einer Hochdruckeinspeisepumpe während der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes [8], das Eindringen von Wasser in den Kern und damit die Kühlung der Brennelemente gewährleistet ist. Bei dem in der Realität des Reaktors gegebenen großen Querschnitt im oberen Plenum ist es physikalisch nicht möglich, daß das heißseitig eingespeiste Wasser vollständig ausgetragen wird; es findet immer Zonen, in denen geringere Druckkräfte nach oben existieren, so daß es nach unten in den Kern eindringen kann. Die im Kern dabei entstehende Verdampfung bewirkt eine großflächige, seitlich weit über die Eindringzone hinausreichende Kühlung.

Die UPTF-Anlage, die das Primärsystem eines 1300-MW-Druckwasserreaktors im vollen Maßstab nachbildet, eignet sich insbesondere auch für zukünftige Untersuchungen zur Wirksamkeit von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen und deren Effektivität sowie deren Wechselwirkungen mit den Komponenten des Reaktors. Besonders die fluid- und thermodynamischen Vorgänge im Primärkreis während der Druckentlastung im Zuge anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen können in UPTF realitätsnah untersucht werden. Hierzu gehören:

- Der Massen- und Energietransport bei Druckentlastung bis zum Öffnen der Druckspeicher.
- Die Strömungsvorgänge, wenn bei dieser Druckentlastung die Druckspeicher öffnen.
- Der Massen- und Energietransport im Primärkreis bei Zuschalten einer Hochdruckeinspeisepumpe.

Aber auch bei noch oder wieder geschlossenem Primärkreis, also vor oder nach der Druckentlastung, ist eine Reihe thermohydraulischer Phänomene von großem Interesse für effektive Notfallschutzmaßnahmen. Hierzu gehören:

- Der Massen- und Energietransport im Reflux-Boiler-Kondensator-Betrieb mit aufgeheiztem Kern.
- Die Schichtenströmung im Rohr des heißen Stranges.
- Beginn und Umfang des Austrags von heißseitig eingespeistem Notkühlwasser in den Dampferzeuger.
- Verhalten einer Wasservorlage im Pumpenbogen.

Da die UPTF-Anlage nur bis zu einem Druck von knapp 20 bar betrieben werden kann, ergeben sich für Untersuchungen, die im Reaktor bei höheren Drücken ablaufen, Skalierungsfragen, resultierend aus unterschiedlichen Stoffwerten des Fluids im Reaktor und in der Versuchsanlage, insbesondere den Dichten der beiden Phasen und der Oberflächenspannung. Diese Skalierungsfragen können z. T. auf analytischem Wege unter Verwendung von Rechencodes beantwortet werden. Für eine experimentelle Abstützung wäre eine Kooperation mit der BETSY-Anlage in Frankreich oder mit der ROSA-IV-Anlage in Japan anzustreben. Eine solche Kooperation wäre von großem gegenseitigen Nutzen, da in der deutschen Anlage die Geometrieeffekte und in den ausländischen die Dichte- und Druckeinflüsse studiert werden können. Damit lassen sich zuverlässige Informationen über die Wirksamkeit von Accident Management-Maßnahmen gewinnen.

Eine weitere wesentliche Stütze für Untersuchungen zum Accident Management ist die Simulation der fluiddynamischen und thermodynamischen Vorgänge mit Hilfe von Rechenprogrammen. Diese erlauben es, nicht nur Szenarien aller denkbaren, einen Störfall einleitenden Ereignisse und deren mögliche Eskalation vorherzusagen, sondern sie geben auch Hinweise, welche anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen am wirkungsvollsten sind und in welchem Zeitraum ein katastrophales Kernversagen verhinderbar ist. Systemcodes für die Reaktorkühlkreisläufe von Druckwasser- und Siedewasserreaktoren wurden in der Bundesrepublik Deutschland, in Frankreich und in den USA erarbeitet und zu einem hohen technischen Standard entwickelt. Weltweit angewandt werden heute die Systemcodes Athlet, Cathare, Relap 5 und Trac. Darüber hinaus stehen Rechenprogramme zur Verfügung, die das Verhalten von Gasen, Dämpfen sowie von Feststoff- und Flüssigkeitspartikeln in Sicherheitsbehältern von Druck- und Siedewasserreaktoren nach einem Stör- oder Unfall beschreiben.

Der in der Bundesrepublik Deutschland bei der GRS entwickelte Systemcode Athlet ist anwendbar für Kühlmittelverluststörfälle und auch für Transienten ohne Leck im Primärkreis. Er fand bereits Einsatz bei Rechnungen für die Risikostudie Phase B und wird auch an ausländischen Reaktoranlagen verifiziert. Wesentliche Unterschiede zwischen dem Athlet-Code und dem in Frankreich entwickelten Cathare-Code bestehen in der Codestruktur, in der Abbildung der Reaktorkreisläufe und

insbesondere in der Simulation der Hilfssysteme und Regelungen. Auch die Modelle für die Beschreibung physikalischer Phänomene durch Gleichungen sind teilweise verschieden. Ein Vergleich der Ergebnisse beider Rechencodes anhand von experimentellen Daten in der UPTF-Anlage und in der BETSY-Anlage ist deshalb eine wichtige Verifikationsbasis, aber auch ein wertvoller und notwendiger Nachweis für die Leistungsfähigkeit beider Programme.

Eine wichtige Stellung in der Forschung, nicht nur im Hinblick auf anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen, sondern auch für den Normalbetrieb der Anlagen, nehmen Forschungsarbeiten zur Mensch – Maschine-Wechselwirkung ein. Die Art und Weise, wie die Bedienungsmannschaft des Kernkraftwerks auf Störungen reagiert, ist äußerst wichtig für die Vermeidung von Unfällen. Diese Situation wird besonders deutlich aus Analysen im Rahmen von Risikostudien, aber auch aus der internationalen Erfahrung. Hier ist es besonders vordringlich, daß der Bedienungsmannschaft Möglichkeiten für ein umfassendes Training an Simulatoren geboten werden, wobei auch die Wechselwirkungen zwischen Anlagenverhalten und Accident Management bei Unfällen zu proben sind. Auf der anderen Seite muß die Bedienungsmannschaft zuverlässige und ausreichende Informationen über den Anlagenzustand im Notfall bekommen, wozu eine entsprechende Instrumentierung in störungsfester Ausführung erforderlich ist. Ein wesentlicher Schritt in dieser Richtung wurde bei deutschen Druckwasserreaktoren durch Einbau einer Sonde im oberen Plenum des Reaktor-druckbehälters getan, die es erlaubt, den Gemischspiegel und damit das Wasserinventar in jeder Phase des Stör- bzw. Unfalls zu messen.

Die Risikostudie Phase B steht vor dem Abschluß. Sie beinhaltet nicht nur verbesserte Rechenverfahren und physikalische Modelle, sondern auch eine breitere und zuverlässigere Datenbasis, die auf umfassenden Betriebserfahrungen beruht. Dadurch war es möglich, eine realistischere Beschreibung von Unfallszenarien zu geben und insbesondere auch die risikomindernden Wirkungen von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen mit in die Analysen einzubeziehen. Für eine weitere Verbesserung dieser probabilistischen Analysen müssen möglichst realistische physikalische Modelle zur Verfügung stehen, die in den oben erwähnten Experimenten zu erarbeiten sind.

Nach wie vor haben selbstverständlich Arbeiten zur Qualitätssicherung höchste Priorität. Die bis jetzt verfügbaren Ergebnisse verbesserten in erheblichem Maße das Verständnis von qualitätsmindernden Einflüssen, wie z. B. durch Spurenelemente, durch Rißbildung und durch Verringerung der Zähigkeit. Unabhängig von dieser Komponentenzuverlässigkeit kann die Qualitätssicherung auch als eine redundante Maßnahme zur Verhinderung von Schäden an den Komponenten betrachtet werden. Qualitätssicherung beinhaltet neben umfangreichen Inspektionen vor und während der Betriebsnahme auch den Einsatz von Detektions- und Anzeigesystemen für kleine Leckagen, Schwingungserscheinungen an den Komponenten und lose Teile im Primärkreis. Zukünftige Forschung hat insbesondere das Verständnis für Mechanismen von Langzeitschädigungen einschließlich betrieblicher Belastungen durch Temperatur, Druck, Korrosion und Strahlung zu verbessern. Diese Aspekte werden mit zunehmender Betriebsdauer der Anlagen immer wichtiger.

Eine zentrale Rolle spielt auch das vom Kernforschungszentrum Karlsruhe geleitete und durchgeführte HDR-Sicherheitsprogramm. In der dritten Phase beschäftigt es sich mit der Thermohydraulik während des Blow-down beim Kühlmittelverlust, dem dynamischen Verhalten bei Erdbeben, dem dynamischen Verhalten durch Stoßlasten, Thermoschockbeanspruchungen und Stilllegungstechniken. Zukünftige Forschungsarbeiten im HDR könnten sich mit Fragen der Langzeitschädigung bei betrieblichen Transienten, Schäden durch Erdbeeinflüsse, Brandbelastungen, dem Wasserstoffverhalten und der Wasserstoffverbrennung nach schweren Störfällen und dem Aerosol-

verhalten einschließlich der Filterwirkung befassen. Auch in der Kernschmelzversuchsanlage BETA sollten in weiterführenden Arbeiten noch offene Fragen zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung geklärt werden, um mit den vorhandenen Rechenprogrammen die Ausbildung einer Schmelzkaverne im Beton bei dem hypothetisch unterstellten Fall katastrophalen Kernschmelzens besser vorhersagen zu können.

Besonders zu betonen ist, daß sich der Grundlagenforschung bei der Analyse thermodynamischer und fluiddynamischer Probleme nicht nur ein weites Feld öffnet, sondern diese Arbeiten für die Ertüchtigung der Systemcodes ganz besonders vordringlich sind. Es gilt, das Phänomen als solches seiner physikalischen Natur nach nicht nur zu erkennen, sondern es auch voll zu begreifen und auf fundierten physikalischen Vorstellungen mathematisch zuverlässige und vor allem auch extrapolierbare Ansätze zu entwickeln.

Damit ist Reaktorsicherheitsforschung eine kontinuierliche, systematisch zu planende Aufgabe, die das Tagesgeschehen von vornherein abdecken und nicht sporadisch und emotional davon beeinflusst werden soll. Wie überall in der Technik ist Forschung auch in der Reaktorsicherheit eine kontinuierliche Aufgabe, um den technischen Standard nicht nur zu wahren, sondern ihn den Erfordernissen der Zeit entsprechend zu verbessern.

DK: 621.039.58

Literatur

- [1] N. C. Rasmussen, „Reactor Safety Study – An Assessment of Accident Risks in US-Commercial Nuclear Power Plants“, USNRC WASH 1400 (NUREG-75/014).
- [2] Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Herausgeber: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979.
- [3] F. Mayinger, Ansprache des RSK-Vorsitzenden, Festkolloquium aus Anlaß des 25jährigen Bestehens der RSK, Bericht GRS-55, Köln, 1983.
- [4] G. Herbold, E. J. Kersting, „Analysis of a total loss of AC-power in a German PWR“ (Proc. 5th Int. Meeting in Thermal Nuclear Reactor Safety Karlsruhe, 1984), Rep. KfK-3880/1, Vol. 1, Nuclear Research Center Karlsruhe, FRG, S. 436–447, 1984.
- [5] G. Herbold, E. J. Kersting, „Analysis of an operator initiated primary depressurization in case of total loss of feedwater supply“ (Offprint Specialist's Meeting on Small Break LOCA Analysis in LWR's Pisa, 1985), (Giardini Editori e Stampatori, Ed.) Pisa, Italy, 1985.
- [6] F. W. Heuser, H. Hörtner, E. J. Kersting, „Risikountersuchungen zur Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken“, in Sicherheit und Unfallbeherrschung bei DWR- und SWR-Kernkraftwerken, INFORUM, Bonn, Dezember 1987.
- [7] K. Orth, „Das Sicherheitskonzept deutscher Kernkraftwerke“, in Sicherheit und Unfallbeherrschung bei DWR- und SWR-Kernkraftwerken, INFORUM, Bonn, Dezember 1987.
- [8] A. Birkhofer, „Anlageninterner Notfallschutz in Leichtwasserreaktoren“, 4. Jahrestagung der VDI Gesellschaft Energietechnik, Fachtagung IV, Schadensverhütung in energietechnischen Anlagen, Hannover, 24./25. 2. 88, VDI-Verlag, Düsseldorf, 1988.
- [9] P. Weiß, „UPTF – Experiment, Anlage und Ergebnisse – eine Zusammenfassung“, UPTF-Fachtagung, Mannheim, 9. 2. 88, Bericht U9316, Siemens/KWU, 1988.
- [10] A. Ohnuki, „Experimental Study of Countercurrent Two-Phase Flow in Horizontal Tube Connected to Inclined Riser“, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 23, No. 3, pp. 219–232, 1986.
- [11] H. J. Richter, G. B. Wallis, K. H. Carter, S. L. Murphy, „Deentrainment and Countercurrent Air-Water Flow in a Model PWR“, Hot-Leg, NRC-0193-9, 1978.