



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

TAGUNG

Reaktorsicherheitsforschung

Köln, 27. Mai 1982

GRS-45



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

TAGUNG

Reaktorsicherheitsforschung

Köln, 27. Mai 1982

GRS-45 (September 1982)

Inhaltsverzeichnis

Begrüßung (O. Kellermann)	1
Akzente und Zielsetzung der Reaktorsicherheitsforschung Vortrag K.-H. Krewer	2
Sachbereich „Mensch/Maschine-Wechselwirkung“	
Zusammenspiel zwischen Mensch und Maschine im Hinblick auf die Minimierung von Störfallrisiken Vortrag D. Lummerzheim und K. Kollath	5
Diskussion	9
Sachbereich „Betriebssicherheit“	
Grundlagen zur weiteren Verbesserung von Primärkreis Komponenten Vortrag H. Dorner	10
Behälterberstuntersuchungen mit Auswirkung auf das Bruchpostulat von Primärkreisrohrleitungen für Leichtwasserreaktoren Vortrag K. Kußmaul und D. Sturm	13
Diskussion	17
Sachbereich „Störfallabläufe“	
Untersuchungen zur Wirksamkeit der Notkühlung anhand von Großversuchen Vortrag E. F. Hicken	19
Best-Estimate-Analyse von Kernzuständen bei eingeschränkter Notkühlung Vortrag F. Mayinger	24
Untersuchungen zur Funktionstüchtigkeit von Sicherheitseinrichtungen Vortrag K. Riedle	28
Diskussion	33
Sachbereich „Risiko“	
Folgerungen für die Risikoermittlung aus neuen Ergebnissen der Reaktorsicherheitsforschung Vortrag F.-W. Heuser und D. Hippe	34
Möglichkeiten und Grenzen der Verwendung von Risikostudien als Beitrag zur Prioritätensetzung in der Reaktorsicherheitsforschung Vortrag D. Leven	38
Diskussion	42
Teilnehmerverzeichnis	45

Begrüßung

Von O. Kellermann¹⁾

Diese Tagung führen wir im Auftrage des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) durch und wollen damit – wie das Programm ausweist – dem internationalen Erfahrungsaustausch unter Fachleuten eine Plattform bieten und der Öffentlichkeit Gelegenheit zur Information geben. Das große Interesse an der Tagung zeigt sich in der Teilnehmerzahl, ca. 400 aus 10 Ländern.

Der BMFT, vertreten durch den zuständigen Referatsleiter, Min.-Rat Krewer, wird im folgenden Vortrag seine Akzente und Zielsetzungen darlegen. So kann ich mich hier auf einige Bemerkungen aus der Sicht unserer Gesellschaft beschränken.

Die erste Tagung Reaktorsicherheitsforschung fand vor ziemlich genau zwei Jahren in diesem Hause statt. Die Resonanz war einhellig positiv. Wir wünschen uns auch heute eine solche positive Aufnahme. Reaktorsicherheitsforschung dient schließlich auch dazu, genauere Kenntnis über Betriebs- und Störfallverhalten kerntechnischer Anlagen zu vermitteln. Bis heute haben die Forschungsergebnisse wesentlich dazu beigetragen, die Folgen denkbarer Unfälle realistischer einzuschätzen. Die Unfallfolgen sind nicht so schwerwiegend, wie wir bisher aufgrund pessimistischer Annahmen berechneten.

Konservative Annahmen bzw. pessimistische Abschätzungen, die von Beginn der Reaktortechnik unsere Grundhaltung waren, haben alle beteiligten Partner – Behörden, Besteller, Hersteller und Gutachter – veranlaßt, ein Höchstmaß an Sicherheitseinrichtungen vorzusehen.

Unser Grundprinzip, bei der Sicherheitsbeurteilung von Kernenergieanlagen mit besonderer Vorsicht vorzugehen, ist durch die Forschungsergebnisse bestätigt.

Wir müssen bei Vorliegen neuer Erkenntnisse

- einerseits fragen, ob beim Risikovergleich für bestimmte Störfallpfade neue Wichtungen entstehen und andere Abläufe größere Relevanz erhalten können,
- andererseits bemüht sein, übertriebenen Sicherheitsaufwand zu reduzieren, die Gesamtsicherheit zu optimieren und nicht Systeme mit geringer Sicherheitsbedeutung weiter zu komplizieren.

Schon die bisherigen Risikovergleiche haben gezeigt, daß die Kernenergienutzung geringere Umweltbelastung verursacht als andere Primärenergieträger. Dieser Vorteil hat sich weiter zugunsten der Kernenergie verschoben.

Aller Welt wird inzwischen bewußt, daß aus der Verwendung fossiler Brennstoffe Umweltprobleme großen Ausmaßes entstehen. Stichworte: saurer Regen, Albedo der Erdatmosphäre.

Wenn die Gesetze der Logik gelten, könnte die Schlußfolgerung heißen:

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

- eine bessere Akzeptanz der Kernenergie in der Öffentlichkeit,
- eine gefestigte positive Einstellung der Bundesregierung zur Kernenergie; mit dem vertieften Wissen um die Vorzüge der Kernenergie kann sie ihre Aufgabe nach § 1 Abs. 1 AtG leichter erfüllen: die Erforschung, Entwicklung und Nutzung der Kernenergie zu friedlichen Zwecken zu fördern.

Die GRS ist Projektträger und Projektbegleiter für das Reaktorsicherheits-Forschungsprogramm des BMFT und führt als solche die fachliche und administrative Betreuung durch.

Sie erfüllt im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung mehrere Aufgaben:

- Sie ist forschende Institution, die aktiv Beiträge zum Programm leistet. Schwerpunkte ihrer Arbeit liegen auf den Gebieten
 - der thermohydraulischen Analytik, wie z.B. Best-Estimate-Analysen zur Notkühlung, LOFT-Begleitung, DRUFAN-Entwicklung,
 - der Entwicklung von Rechenprogrammen zur gekoppelten Fluid-Struktur-Dynamik,
 - der Entwicklung eines Störfallanalyserechners und einer Schadensfrüherkennungseinrichtung im Rahmen des Projektes Mensch/Maschine-Kommunikation,
 - der Risikoanalysen wie Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke (DRS), Mitarbeit an der Phase B der DRS, Risikoorientierte Analyse zum SNR-300.
- Sie ist Sachverständigenorganisation, die in Gutachten und Studien zu allen Fragen der Reaktorsicherheit sowohl die Ergebnisse der Forschung verwendet als auch aus ihrer Arbeit Anstöße für klärungsbedürftige Fragen gibt.

Die gesamten Forschungs- und Entwicklungsaufgaben, die unsere Gesellschaft im Rahmen des Reaktorsicherheitsprogramms durchführt, machen nahezu 40 % unserer Tätigkeiten aus und haben damit besondere Bedeutung für unser Haus. Unser Beitrag reiht sich in die Forschungstätigkeit aller beteiligten Institutionen und Organisationen ein. Die heutige Tagung soll allen Beteiligten einen Überblick über alle wesentlichen Forschungsaktivitäten geben.

Es ist vorgesehen, daß die im BMFT für die Reaktorsicherheitsforschung zuständigen Referenten die Diskussion über die von ihnen betreuten Sachbereiche leiten. Ich glaube, daß alle Voraussetzungen gegeben sind, daß die Tagung ihren Zweck erfüllt und alle heute einen fachlichen Gewinn verbuchen werden.

Gerade in einer Zeit, in der wir alle drastische Sparmaßnahmen durchführen müssen, scheint mir eine derartige öffentliche Darstellung von Zielen und Erfolgen der Reaktorsicherheitsforschung besonders wichtig und sinnvoll.

Akzente und Zielsetzung der Reaktorsicherheitsforschung

Von K.-H. Krewer ¹⁾

Das zweite Programm Energieforschung und Energietechnik setzt sich zum Ziel, dazu beizutragen, die Lebens- und Arbeitsbedingungen der Bürger und die Leistungs- und Wettbewerbsfähigkeit unserer Wirtschaft zu erhalten und zu verbessern. Hierbei ist es eine besonders wichtige und anspruchsvolle Aufgabe, den Bedarf an Energie zu möglichst günstigen ökonomischen und ökologischen Bedingungen zu decken.

Damit die Forschungs- und Technologiepolitik einen möglichst großen Beitrag zur Lösung der hiermit verbundenen Probleme leisten kann, orientieren sich die Maßnahmen des zweiten Energieforschungsprogramms an den folgenden Zielen:

- mittel- und langfristige Sicherung der Energieversorgung,
- Bereitstellung und rationelle Nutzung der Energie zu günstigen volkswirtschaftlichen Gesamtkosten,
- sachgerechte und frühzeitige Berücksichtigung der Erfordernisse des Umweltschutzes, des sparsamen Umgangs mit natürlichen Ressourcen und des Schutzes der Bevölkerung und der Beschäftigten vor Gefahren bei Energieumwandlung und Anwendung von Energie,
- Steigerungen der technologischen Leistungsfähigkeit zur Erhaltung der wirtschaftlichen Wettbewerbsfähigkeit in der Energietechnik.

Als Teil des Energieforschungsprogramms der Bundesregierung ist das Reaktorsicherheits-Forschungsprogramm diesen Zielen gleichermaßen verpflichtet.

Rückblickend auf über 10 Jahre Reaktorsicherheitsforschung ist festzustellen, daß die staatliche Förderung von Forschung und Entwicklung zur nuklearen Sicherheit maßgeblich dazu beigetragen hat, die mit der Kernenergienutzung verbundenen Risiken besser zu verstehen, relative Schwachpunkte in den Anlagen zu erkennen und davon ausgehend die Sicherheitstechnik zielstrebig weiterzuentwickeln.

Trotz des bisher erreichten – und auch international anerkannten – hohen Sicherheitsstandes kerntechnischer Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland darf es aber keinen Stillstand in der Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik geben, damit auch bei steigender Nutzung der Kernenergie das Risiko auf dem heutigen niedrigen Niveau gehalten werden kann.

Über einige Schwerpunkte und Akzente, die zum Erreichen dieses Zieles in der Reaktorsicherheitsforschung gesetzt werden, soll diese Tagung informieren.

Ein erster Sachbereich ist die „Mensch/Maschine-Wechselwirkung“. Langzeitige weltweite Betriebserfahrungen, aber auch Erfahrungen mit den wenigen aufgetretenen Störfällen lehren uns, die Aufmerksamkeit nicht nur auf die technischen Fragen zu richten, sondern auch die Auswirkungen des menschlichen Verhaltens auf die Sicherheit von Kernkraftwerken angemessen zu berücksichtigen. Risikoanalysen,

wie z.B. die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, unterstreichen die Bedeutung dieses Sachbereichs. Danach spielt bei nahezu zwei Dritteln aller denkbaren Schadensabläufe mit schwerwiegenden Folgen menschliches Fehlverhalten eine maßgebliche Rolle. Hier ist ein wichtiger Ansatzpunkt zur weiteren Risikominderung.

Das angesprochene Problem ist nicht neu. Es tritt auf, wo es gilt, fortschrittliche technische Systeme sicher zu beherrschen, wie etwa bei der Luft- und Raumfahrt oder im schienengebundenen Verkehr. Hierfür erarbeitete grundlegende Untersuchungen können für uns eine wichtige Hilfe sein, die Übertragung von technischen Lösungen aber ist wegen der sehr unterschiedlichen Systeme nur in beschränktem Maße möglich.

Bisherige Arbeiten im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung waren gerichtet auf die Arbeitsumstände in der Warte, die Kommunikations- und Handlungsabläufe sowie die Verdichtung, Aufbereitung und Bewertung des hohen Informationsflusses in der Warte. Vorschläge darüber, wie diese Arbeiten in ein Gesamtkonzept eingeordnet werden können, sollen im nachfolgenden Vortrag dargestellt werden.

Auf technischem Gebiet liegt der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten zur Betriebssicherheit auf den Gebieten Komponentensicherheit und Qualitätssicherung.

Nachdem das Konzept Basissicherheit vorliegt, richten sich die Forschungsanstrengungen nunmehr vorrangig auf Untersuchungen zum Langzeitverhalten der Bauteile. Ein Schwerpunkt liegt dabei in der Erweiterung und Festigung von Bruchsicherheitsstrategien, insbesondere der Druckführenden Umschließung, wie z.B.

- Reaktordruckbehälter,
- Rohrleitungen,
- Dampferzeuger.

Es soll insbesondere das Wissen über die Sicherheitsreserven vertieft werden, die auch bei einer durch Langzeitbetrieb verminderten Werkstoffzähigkeit unter Einwirkung der ungünstigsten Belastungen noch vorhanden sind. Dabei werden zugleich relative Schwachstellen der Komponenten aufgedeckt und hinsichtlich ihres Einflusses bewertbar.

Wenn daneben das Versagen von Behältern untersucht wird, so erfolgt dies mit der Zielsetzung, den Bruchvorgang in Komponenten mit möglicherweise vorhandenen Fehlstellen vom Anriß bis zum Bersten experimentell und analytisch zu erfassen, um zum einen im Bereich des stabilen Reißwachstums Aussagen über Reißveränderungen machen zu können und zum anderen den Sicherheitsabstand zum großen Bruch genauer zu erfassen. Auf derartige Untersuchungen wird in einem Vortrag zum Sachbereich „Betriebssicherheit“ näher eingegangen.

Zur sicheren Erfassung und Quantifizierung qualitätsmindernder Einflüsse bedarf es eines optimalen Qualitätssicherungssystems. Obwohl die bisherigen Anstrengungen zu bedeutenden Fortschritten in der Detektion von Fehlern geführt haben, ist die Steigerung der Zuverlässigkeit bei der

¹⁾ Min.-Rat Karl-Heinz Krewer, Bundesministerium für Forschung und Technologie, Bonn

exakten Bestimmung von Lage und Größe auch kleiner Risse und Fehlstellen eine vorrangige Forschungs- und Entwicklungsaufgabe.

Schwerpunkte im Projekt „Qualitätssicherung“ sind:

- kritische Überprüfung des bestehenden Qualitätssicherungssystems,
- experimentelle Arbeiten zur Verbesserung der Fertigungsprüfungen,
- Optimierung der Basis- und wiederkehrenden Prüfungen von Primärkreis Komponenten durch automatisch arbeitende Prüfeinrichtungen zur Detektion und Interpretation von Fehlern,
- Verbesserung der Verfahren zur Fehlerfrüherkennung, z.B. durch Schallemissions-, Neutronenfluß- und Schwingungsmessungen.

Während im Sachbereich „Betriebssicherheit“ die vorbeugenden Maßnahmen behandelt werden, befaßt sich der Sachbereich „Störfallabläufe“ mit der Untersuchung von Störfällen in ihrer gesamten Breite, d.h. sowohl mit solchen, deren Auftreten erwartet werden kann, den sogenannten Auslegungstörfällen, als auch mit den darüber hinaus verbleibenden hypothetischen Störfällen, die zur Abschätzung maximaler Risiken von Bedeutung sind.

Ausgehend von postulierten Störungen im nuklearen Dampferzeugungssystem eines Leichtwasserreaktors ist es das Ziel dieser Forschungsarbeiten, den Ablauf von Störungen und die dabei auftretenden Phänomene im einzelnen zu erfassen.

Im Falle eines beherrschten Kühlmittelverluststörfalles im Sinne der RSK-Leitlinien steht im Projekt „Notkühlung“ die Quantifizierung der Sicherheitsmargen gegenüber Brennstabversagen im Vordergrund. Aufbauend auf Einzeleffektuntersuchungen für die verschiedenen Störfallphasen liegt der Schwerpunkt der Arbeiten derzeit auf dem Nachweis der Wirksamkeit der Notkühlung an den Integralversuchsständen LOBI (Blowdown) und PKL (End of Blowdown, Wiederauffüllen und Fluten) unter Variation von Bruchgrößen und Systemausfällen. Die in den genannten maßstäblich skalierten Versuchsständen simulierten Abläufe beim Fluten eines Reaktorkerns werden abschließend an den – im Rahmen einer trilateralen Zusammenarbeit zwischen Japan, USA und der Bundesrepublik Deutschland – in Japan und in der Bundesrepublik errichteten 2D/3D-Versuchsständen im Maßstab 1 : 1 untersucht.

Wie aus entsprechenden Analysen abgeleitet werden kann, führt eine über die RSK-Leitlinien hinausgehende Nichtverfügbarkeit von Notkühlensystemen nicht zwangsläufig zum Kernschmelzen. Diese im Projekt „Kernschmelzen“ durchgeführten Arbeiten zeigen – im Vergleich zu konservativen Annahmen in der deutschen Risikostudie – ein erhöhtes Sicherheitspotential gegenüber dem Eintreten von Kernschmelzen. Darüber wird in einem Vortrag noch Genaueres zu erfahren sein.

Bei postuliertem völligen Versagen der Notkühlensysteme und nachfolgendem Kernschmelzen konnten die wesentlichen Vorgänge und Phänomene beim Aufheizen und Abschmelzen des Kerns, beim Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters und der nachfolgenden Beton/Schmelze-Wechselwirkung modelliert und für die Beschreibung der Thermodynamik im Containment nutzbar gemacht werden. Schwerpunkt zukünftiger Arbeiten ist die Vertiefung des Wissens über realistische Abläufe von Kernschmelzunfällen.

Ein besseres Detailverständnis der hierbei auftretenden Phänomene, insbesondere der verbleibenden Zeit bis zu einer möglichen Containmentschädigung ist von großer Bedeutung für die Notfallplanung und für weitere Maßnahmen zur Reduktion von Folgeschäden.

Hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen von Kernschmelzunfällen sind die Freisetzungs-, Transport- und Ablagerungsvorgänge von leicht- und schwerflüchtigen Spaltprodukten in der Störfallatmosphäre des Containments von besonderer Relevanz. Neuere Erkenntnisse geben Hinweise darauf, daß die radiologischen Konsequenzen in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke überschätzt wurden. Die Absicherung dieser Erkenntnis ist wesentliches Ziel weiterer Untersuchungen.

Die theoretischen und experimentellen Arbeiten zu Belastung und Folgeschäden durch Brände im Containment und die Entwicklung von Methoden zur Beherrschung des Wasserstoffs im Containment sind ebenfalls wichtige Forschungsaufgaben zur Eingrenzung der Auswirkungen von hypothetischen Störfällen.

Als letzter Schwerpunkt soll der Sachbereich „Risiko“ angesprochen werden, dessen Arbeiten sich auf die Forschungsergebnisse aller übrigen Sachbereiche stützen. Ziel ist die Erstellung von belastbaren quantitativen Analysen des durch den Betrieb von Kernkraftwerken bedingten Risikos. Ein wesentlicher Schritt war die Erarbeitung der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“, die im einzelnen das Störfallrisiko von deutschen Kernkraftwerken beschreibt. Auch die „Risikoorientierte Analyse zum SNR-300“ stellt einen Beitrag zur Risikobewertung dar.

Die künftigen Aktivitäten in dem Projekt „Risiko und Zuverlässigkeit“ haben zum Ziel, durch Verbesserung der bisher eingesetzten Modelle, Instrumentarien und Datenbasen die Aussagesicherheit von Risikostudien zu erhöhen.

Wie bereits erwähnt, haben neuere Untersuchungsergebnisse gezeigt, daß einige Störfallabläufe offensichtlich das Störfallrisiko weitaus weniger bestimmen als bisher angenommen. So gibt es z.B. Hinweise darauf, daß die für Todesfälle durch akute Strahlenschäden entscheidende Dampfexplosion, die mit einer Zerstörung des Reaktordruckbehälters und einer daraus resultierenden Beschädigung des Sicherheitsbehälters verbunden ist, in ihrer Größenordnung überschätzt wurde.

Auch weisen neuere Untersuchungen zu den Freisetzungs- und Transportmechanismen von Spaltprodukten darauf hin, daß insbesondere die Jodfreisetzung in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke zu pessimistisch behandelt wurde. Die entsprechenden Forschungsarbeiten, die zu diesen Ergebnissen geführt haben, wurden nicht zuletzt aufgrund der eindeutigen Risikorelevanz dieser Themenbereiche durchgeführt. Risikostudien sind im Prinzip geeignet, Hinweise für Forschungsprioritäten zu geben und damit solche Untersuchungen zu initiieren, die zur Beseitigung von Risikospitzen beitragen.

Es ist vorgesehen, aus den hier gegebenen Möglichkeiten zur Bewertung von Forschungsaktivitäten einen größtmöglichen Nutzen zu ziehen. Erste Überlegungen hierzu werden im Verlauf dieser Tagung vorgestellt. Man darf jedoch nicht verkennen, daß dieses Instrumentarium für die Prioritätensetzung von Forschungsarbeiten nur eine nützliche zusätzliche Hilfestellung zu geben vermag. Auf die bisher angewendeten Kriterien wird man auch in der Zukunft nicht verzichten können.

Lassen Sie mich zum Schluß noch die Bedeutung der internationalen Zusammenarbeit für die Bemühungen um die Sicherheit der Kernenergie unterstreichen. In allen Kernenergie nutzenden Ländern hat die Reaktorsicherheitsforschung einen hohen Stellenwert. So werden in den westlichen Industriestaaten, insbesondere in den USA, in Japan und Frankreich, große Anstrengungen auf diesem Gebiet unternommen.

Es gibt in diesen Ländern umfassende staatlich geförderte Reaktorsicherheits-Forschungsprogramme, deren Budgets

– Frankreich mit 80 Mio. DM, USA mit ca. 500 Mio. DM, Japan mit ca. 200 Mio. DM – in einer mit dem deutschen Etat von 130 Mio. DM zu vergleichenden Größenordnung liegen.

Trotz der Unterschiede in der verfolgten Sicherheitsstrategie und -technik gibt es eine Vielzahl von Fragen und Problemen, die einander sehr ähnlich sind und ein weites Feld für gemeinsame internationale Arbeiten bieten.

Beispielhaft sei der Long-Range-Research-Plan der USNRC genannt, der u.a. als Schwerpunkt die folgenden Forschungsthemen ausweist:

- Systemverhalten bei Transienten,
- Mensch/Maschine,
- Sicherheit älterer Kernkraftwerke,
- Risikoanalysen.

Durch eine sinnvolle Zusammenarbeit läßt sich im Wege der Arbeitsteilung und gemeinsamer Projekte der Effekt nationaler Forschungsanstrengungen deutlich steigern. Möglich-

keiten zur Zusammenarbeit ergeben sich sowohl über multinationalen Informationsaustausch in den internationalen Organisationen OECD, IAEA, EURATOM als auch im Rahmen bilateraler Verträge.

Als Beispiel sei das 2D/3D-Projekt erwähnt, das gemeinsam mit JAERI und USNRC durchgeführt wird. Als großmaßstäbliches Versuchsvorhaben soll dieses Projekt zusätzliche Informationen zum Notkühlverhalten liefern, die geeignet sind, letzte Unsicherheiten in der Extrapolation der Ergebnisse von kleinmaßstäblichen Experimenten auf die reale Reaktorgeometrie auszuräumen.

Eine kostensparende internationale Zusammenarbeit ist in der heutigen Lage von besonderer Bedeutung, da die Knappheit der Mittel dazu zwingt, sich auf solche Fragestellungen zu beschränken, die einen möglichst großen Beitrag zu den Zielen des Forschungsprogramms erwarten lassen.

Als zusätzliches wesentliches Element internationaler Kooperation darf die Absicherung und Fundierung eigener Ergebnisse durch den ständigen, lebendigen Dialog mit den Partnern nicht unerwähnt bleiben.

Sachbereich „Mensch/Maschine-Wechselwirkung“

Zusammenspiel zwischen Mensch und Maschine im Hinblick auf die Minimierung von Störfallrisiken

Von D. Lummerzheim und K. Kollath ¹⁾

1. Zielsetzung und Vorgeschichte

Zielsetzung des Projektvorschlages ist, dazu beizutragen, das von der Mensch/Maschine-Wechselwirkung beeinflusste Störfallrisiko weiter zu verringern, d.h. das Verursachen von Störfällen durch menschliches Fehlverhalten zu vermeiden und günstige Bedingungen für eine Beherrschung eventuell auftretender, insbesondere unvorhergesehener Störungen zu schaffen.

Die gewonnenen Ergebnisse sollen bei bereits in Betrieb oder in Bau befindlichen Kernkraftwerken verwendbar sein und auch für die Kernkraftwerks-Weiterentwicklung Bedeutung haben.

Untersuchungen, Studien und Entwicklungsarbeiten, die durchgeführt werden, seit es die friedliche Kernenergienutzung gibt, sowie weltweit mittlerweile 2 500 Reaktorjahre Betriebserfahrung haben die Wichtigkeit dieses Themas unterstrichen.

Wie die Industrie und die im Vollzug des Atomgesetzes tätigen Behörden hat sich auch der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) dieses Themas frühzeitig angenommen und dafür seit 1972 an Fördermitteln 13 Mio. DM bereitgestellt.

Beispielhaft genannt seien hier die Beteiligung an den Kernkraftwerkssimulatoren der Kraftwerksschule in Essen und eine bislang 15jährige deutsche Partnerschaft im Halden-Reaktorprojekt der OECD. All diese Aktivitäten waren bisher dem Projekt „Qualitätssicherung“ des Forschungsprogramms zugeordnet.

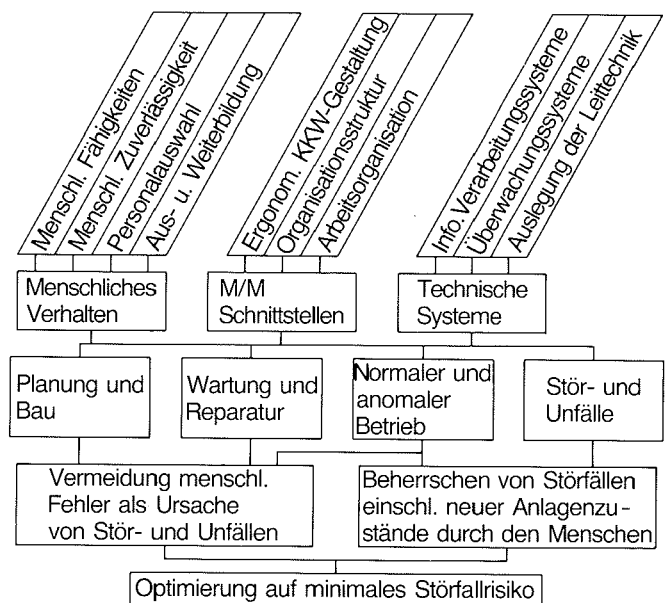
Der Bedeutung des Themas Mensch/Maschine (M/M) entsprechend wird nun an der Gestaltung eines eigenständigen Projekts gearbeitet. Die Überlegungen dazu können sich auf eine Reihe von Vorarbeiten stützen. Sie berücksichtigen darüber hinaus

- die Ergebnisse laufender und beendeter Forschungsvorhaben und Studien, insbesondere auch die Auswertung von Betriebserfahrungen, vor allem von besonderen Vorkommnissen,
- die Resultate von Gesprächen mit Experten vieler deutscher Institutionen, für die Forschungsarbeiten zu diesem Thema wichtig sind oder die zur Lösung anstehender Fragen beitragen können (darunter beispielsweise die Deutsche Lufthansa und die Deutsche Bundesbahn), und weitgehend auch
- den internationalen Kenntnisstand.

2. Problemdarstellung

Bild 1 zeigt das gesamte Problemfeld in verschiedenen Ebenen und in Zuordnung seiner Einzelbestandteile zur Zielsetzung. In den beiden unteren Zeilen sind das Gesamtziel und die beiden Einzelziele dargestellt. Darüber ist die Aufteilung des Problemfeldes nach den menschlichen Tätigkeiten vorgenommen, nämlich in die Wechselwirkungsfelder „Planung und Bau“, „Wartung und Reparatur“, „Normaler und anomaler Betrieb“ sowie als besonders wichtiger Sonderfall die Tätigkeiten bei Auftreten von „Stör- und Unfällen“, wozu insbesondere auch die unvorhergesehenen Ereignisse zählen.

Neben dieser Einteilung in Tätigkeits- bzw. Wechselwirkungsfelder kann das Problemfeld auch entsprechend den Komponenten des Mensch/Maschine-Systems in „Menschliches Verhalten“, „M/M-Schnittstellen“ und „Technische Systeme“ zur Unterstützung des Menschen“ aufgeteilt werden, wie in der Zeile darüber geschehen. Diese Aufteilung wird sich für die weitere Bearbeitung als praktisch erweisen. Sie erleichtert die Identifikation von Forschungsaufgaben, die jetzt erfolgt. Damit ist das gesamte Feld des Mensch/Maschine-Zusammenspiels aufgespannt. Es gilt, darin ein realistisches Programm anzusiedeln.



¹⁾ Dr. Diethard Lummerzheim ist Leiter des Bereichs Forschungsbetreuung und Dr. Klaus Kollath technisch-wissenschaftlicher Mitarbeiter bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Bild 1: Problemfeld Mensch/Maschine

3. Forschungsthemen

Wie sind wir vorgegangen? Ausgehend vom einzelnen Problemkreis – einer der obersten, schräg angeordneten Zeilen –, beispielsweise „Menschliche Fähigkeiten“ in der Gruppe „Menschliches Verhalten“, folgt man den Verbindungslinien zu den Wechselwirkungsfeldern, z.B. „Normaler und anomaler Betrieb“, und hat sich die Frage vorzulegen, ob Untersuchungen zum Thema „Menschliche Fähigkeiten bei normalem und anomalem Betrieb“ notwendig sind.

Zur Beantwortung wurden die folgenden beiden Kriterien angewendet:

- Ist das Thema für das vom M/M-Zusammenwirken beeinflusste Störfallrisiko relevant?
- Besteht Aussicht für eine Lösung der zu dem Thema gehörenden Probleme durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten?

Da im Beispielfall beide Fragen positiv zu beantworten sind, ist das Thema „Menschliche Fähigkeiten bei normalem und anomalem Betrieb“ in den Programmanschlag aufzunehmen. Ein Negativbeispiel wäre „Auslegung der Leittechnik für Planung und Bau“, was offensichtlich keinen Sinn gibt.

So entstand ein Themenkatalog, der unseres Erachtens die aus heutiger Sicht wichtigen Arbeiten für die Zielsetzung umfaßt. Es ist zum Verständnis der Vorschläge hilfreich, ihre Entstehung zu verfolgen. Die Kürze der hier zur Verfügung stehenden Zeit erfordert dabei die Beschränkung auf einige Wechselwirkungsfelder und Problemkreise. Es sind die Wechselwirkungsfelder „Normaler und anomaler Betrieb“ und „Stör- und Unfälle“ sowie die Problemkreise „Menschliche Fähigkeiten“, „Ergonomische Kernkraftwerksgestaltung“ und „Informationsverarbeitungs- und Überwachungssysteme“.

Diese Auswahl nimmt den Versuch einer Wichtung, die später in diesen Ausführungen steht, teilweise vorweg.

3.1 Problemkreis: Menschliche Fähigkeiten

Status

Zur Beschreibung der menschlichen Fähigkeiten für den Betrieb komplizierter technischer Anlagen ist bereits eine Reihe von Ansätzen gemacht worden, insbesondere auch hinsichtlich der Sicherheit von Kernkraftwerken.

Goodstein und Rasmussen²⁾ unterscheiden drei Ebenen menschlichen Verhaltens, nämlich

- fertigungsbedingtes Verhalten, zu dem oft geübte Handlungen gezählt werden,
- regelbedingtes Verhalten, bei dem der Mensch nach dem Wiedererkennen des Anwendungsfalles vorher festgelegte Handlungsketten durchführt, und
- kenntnisbedingtes Verhalten.

Zur letztgenannten Ebene gehört die Fähigkeit des Menschen, aufgrund seiner Kenntnisse auch völlig neue Anlagenzustände zu diagnostizieren. Diese Fähigkeit macht ihn gegenüber automatischen Systemen überlegen, wenn neuartige Störfälle oder Störungskombinationen zu beherrschen sind. Es gibt jedoch bezüglich des regelbedingten und kenntnisbedingten Handelns bislang kein sicheres Wissen über die menschlichen Fähigkeiten.

²⁾ The Use of Man/Machine Design Criteria in Computerized Control Rooms, North Holland, 1980

Forschungsthemen

Beim normalen und anomalen Betrieb werden alle drei Verhaltensebenen des Menschen angesprochen. Für das in erster Linie interessierende regel- und kenntnisbedingte Verhalten sind Informationsverarbeitung und -darstellung sowie der Vorgang der menschlichen Entscheidungsfindung von ausschlaggebender Bedeutung.

Untersuchungen zur Informationsverarbeitung, die z.B. Aussagen über die Geschwindigkeit und den Umfang der Verarbeitung machen, bilden die Grundlage für die geeignete Informationsdarstellung, insbesondere für die Anzeigen von Störungen.

Hinsichtlich der menschlichen Entscheidungsfindung ist es sinnvoll, vorhandene Ansätze zu Modellen – wie z.B. im Kernforschungszentrum Risö, Dänemark, entwickelt – fortzuentwickeln und zu versuchen, sie zu verifizieren. Hierzu werden Beobachtungen an Simulatoren oder in Kernkraftwerken notwendig sein.

Die Planung entsprechender Vorhaben kann z.B. auf Erfahrungen zurückgreifen, die in den Simulatorexperimenten eines laufenden BMFT-Vorhabens mit dem Titel „Experimentelle Untersuchungen über das Verhalten des KKW-Wartenpersonals bei ungewöhnlichen dynamischen Prozeßabläufen“ – durchgeführt vom Institut für Unfallforschung (IFU) und von der Kraftwerk Union AG (KWU) – gesammelt werden.

Im Feld der Stör- und Unfälle wird wesentlich die menschliche Fähigkeit zur Analyse insbesondere neuartiger Anlagenzustände und zur Ausarbeitung von Gegenmaßnahmen gefördert.

Untersuchungen zu diesem Thema finden bereits im Rahmen des vorgenannten Forschungsvorhabens statt. In der ersten Phase wurden Inbetriebsetzungsmannschaften bei ihrer Arbeit am Kernkraftwerksimulator beobachtet, wo sie neuartige Störungskombinationen zu meistern hatten. Wenn das Ziel dieses Vorhabens erreicht wird, die Modellvorstellungen des Personals von dynamischen Prozeßvorgängen und die Abhängigkeit der Modellvorstellungen von der angebotenen Information zu ermitteln, sollten die Versuche, soweit möglich, auf andere Störfälle und Schichtmannschaften ausgedehnt werden.

3.2 Problemkreis: Ergonomische Kernkraftwerksgestaltung

Status

Dieser Problemkreis umfaßt einerseits die Frage nach der geeigneten Aufgabenteilung zwischen Mensch und Anlage und andererseits die Frage nach der ergonomischen Ausgestaltung der verschiedenen Schnittstellen. Die Frage nach der geeigneten Aufgabenteilung zwischen Mensch und Maschine, der geeigneten Lage der Schnittstelle, hängt eng mit der Frage nach dem Automationsgrad zusammen, die sich in intensiver Diskussion befindet. Eine Automation bringt Vor- und Nachteile mit sich: Auf der einen Seite ist der Mensch durch die Fähigkeit, sehr komplexe Zusammenhänge überblicken und auch nicht vorgedachte Abläufe analysieren zu können, dem automatischen System überlegen. Auf der anderen Seite können Menschen unerwartete Fehlhandlungen vornehmen und damit eventuell Störungen auslösen oder bereits aufgetretene Störungen verschärfen. Außerdem ist zu berücksichtigen, daß die Funktion von Automaten überwacht werden muß, bei deren Ausfall der Operateur mit Aufgaben konfrontiert wird, die er längere Zeit nicht mehr ausgeübt hat.

Hinsichtlich der ergonomischen Ausgestaltung der Schnittstellen wurden bereits F+E-Ansätze unternommen, die sich

auf die Warte als eine besonders wichtige Schnittstelle konzentrieren. Diese Arbeiten wurden in drei Forschungsvorhaben des BMFT: „Rahmenpflichtenheft Leittechnik“ (KWU), Siemens, BBC) sowie einer Studie des IFU im Auftrag des Bundesministers des Innern (BMI) durchgeführt.

Forschungsthemen

Auf dem Gebiet der Schnittstellenlage lassen sich Verbesserungen erwarten, zum einen durch eine Analyse der Aufgaben, die dem Menschen vornehmlich beim Auftreten von Störungen in heutigen oder geplanten Kernkraftwerksanlagen gestellt werden, zum anderen durch genauere Kenntnisse über das menschliche Verhalten, vor allem auf der Ebene des kenntnisbedingten Handelns. Das führt zurück auf den zuvor abgehandelten Abschnitt „Menschliche Fähigkeiten“, in dem vor allem Untersuchungen zur Informationsverarbeitung und Entscheidungsfindung vorgeschlagen wurden. Ergänzt um Arbeiten zur menschlichen Zuverlässigkeit sollen die daraus folgenden Ergebnisse die Grundlagen schaffen für eine fundiertere Erörterung, als sie heute möglich ist.

Für die Weiterarbeit an der ergonomischen Gestaltung von Warten sollten die Empfehlungen des Rahmenpflichtenhefts zur Leittechnik und der IFU-Studie in Zusammenarbeit mit Herstellern und Betreibern ausgewertet werden. Des weiteren sind die vorliegenden ergonomischen Erkenntnisse durch empirische Studien im Kernkraftwerksbereich zu überprüfen und weiterzuentwickeln.

Um auch die Erfahrungen mit M/M-Systemen außerhalb des kerntechnischen Sektors zu nutzen, soll die Übertragbarkeit dieser Erkenntnisse auf die Kernkraftwerkssituation geprüft werden, wobei wiederum bisherige Arbeiten zugrunde gelegt werden, z.B. eine MBB³⁾-Studie im Auftrag des BMI zum Vergleich der Praktiken der Qualitätssicherung in der Luft- und Raumfahrt.

3.3 Problemkreis: Elektronische Informationsverarbeitungs- und Überwachungssysteme

Status

Die Aufgabe der Informationsverarbeitungs- und Überwachungssysteme innerhalb der Mensch/Maschine-Wechselwirkungsfelder besteht darin, ausreichende, eindeutige und zuverlässige Informationen über den Zustand der Reaktoranlage zu liefern.

Die bisher verfolgte Philosophie, eine Vielzahl von Einzelanzeigen vorzusehen, führt zu einer unübersichtlichen Datenflut. Allein die Alarmmeldungen sind so zahlreich – in einem deutschen Kernkraftwerk wurden 250 Alarmmeldungen innerhalb von 2,5 Minuten nach Auftreten einer Störung gezählt –, daß Anstrengungen unternommen werden, Einzelmeldungen zusammenzufassen.

Außerdem werden Systeme entwickelt, die eine möglichst vollständige und für den Menschen dennoch leicht überschaubare Darstellung erlauben. Die technischen Voraussetzungen dafür sind mit der Entwicklung von Prozeßrechnern für die Datenaufbereitung und von graphischen Sichtgeräten für die Darstellung gegeben.

Die entsprechenden elektronischen Datensysteme werden als Informationsaufbereitungs- und Überwachungssysteme bezeichnet. Sie haben die Aufgabe, die Daten über den Anlagezustand zu erfassen, sie auf wichtige Angaben zu konzentrieren oder mit verifizierten Programmen zu verfeinern und schließlich die Ergebnisse übersichtlich darzustellen. Zu

dieser Gruppe gehören die neueren Entwicklungen von graphischen Bildschirmdarstellungen der Hersteller und die Störungsanalyssysteme. Letztere sollen insbesondere bei Störungen den Operateur über Ursache, Verlauf und Augenblickszustand der Störungen noch vor dem Ansprechen von Begrenzungen oder vom Reaktorschutzsystem unterrichten.

Ansätze dazu wurden mit dem Störungsanalyserrechner (STAR) gemacht, der den Zustand des Sekundärkreislaufes überwacht und aus einem Ursachen-Folge-Prozeßmodell die Ursachen von Störungen ermittelt. Dieses System wurde im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld installiert und wird dort momentan erprobt – allerdings unter eingeschränkten Bedingungen.

An dieser Stelle verdient die Tatsache Erwähnung, daß der in der Bundesrepublik Deutschland erreichte technologische Status in der Nutzung von Informationsverarbeitungssystemen den in anderen Ländern, insbesondere auch in den USA, übertrifft.

Derartige Systeme bieten im Prinzip die Möglichkeit, die Kenntnisse der Anlagenspezialisten und die bisherigen Erfahrungen mit den Anlagen in die Rechenprogramme einzubringen und so bei Störfällen verfügbar zu machen.

Fachlich eng verknüpft mit der Entwicklung der elektronischen Datensysteme ist die Entwicklung von Simulatoren, die im M/M-Bereich vor allem für die Ausbildung und für Untersuchungen zum menschlichen Verhalten von Interesse sind.

Forschungsthemen

Es wird erwartet, daß die Informationssysteme durch übersichtliche Darstellung des Anlagenzustandes und Unterstützung bei der Diagnose von Störungen und außergewöhnlichen Anlagenzuständen die Entwicklung von Störungen in Störfälle verhindern helfen. Der bisherige Entwicklungszustand auf dem Gebiet der Störungsanalyserrechner wird – wie erwähnt – derzeit bei der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Grafenrheinfeld getestet. Zusätzlich wird der potentielle Nutzen eines solchen Systems für die Operateure anhand von aufgetretenen Transienten in verschiedenen Kernkraftwerken festgestellt.

Wenn sich das Konzept bewährt, sollte es auf weitere Anlagenteile ausgedehnt werden. Dann müssen insbesondere auch geeignete Methoden entwickelt werden, um die Zuverlässigkeit der elektronischen Systeme und insbesondere auch der verwendeten Rechenprogramme zu erfassen und gegebenenfalls zu verbessern.

Darüber hinaus ist es sinnvoll zu untersuchen, inwieweit die mittlerweile entwickelten Schadensfrüherkennungssysteme on line betrieben werden können und die Datenanalysen zu automatisieren sind. Damit ist der kurze Gang durch das M/M-Problemfeld beendet. Insgesamt ergaben sich durch diese Bearbeitung 16 Forschungsthemen.

4. Einzelvorhaben

Aus den bereits zitierten Themen lassen sich Vorschläge für Einzelvorhaben ableiten, aus denen die wichtigsten herausgegriffen werden sollen.

Für die dazu notwendige Wichtung wurden folgende Kriterien angewendet:

- Bedeutung des Problems aufgrund bisheriger Erfahrungen,
- Erfolgsaussichten nach bisherigem Kenntnisstand,
- Verwendbarkeit der Ergebnisse für Verbesserungen des M/M-Systems in Kernkraftwerken in zeitlich angemessenem Rahmen,

³⁾ MBB = Messerschmidt-Bölkow-Blohm

- Schaffung oder Erhaltung des Know-hows,
- voraussichtliche Kosten des Vorhabens.

Hieraus ergibt sich auch eine Abschätzung des Kosten/Nutzen-Verhältnisses für das jeweils betrachtete Vorhaben, wobei zu erwähnen bleibt, daß das Aufwand/Nutzen-Verhältnis für die Anwendung des F+E-Ergebnisses auch eine Rolle spielen muß.

Das dritte Kriterium trägt dem Bestreben Rechnung, ein ausgewogenes Verhältnis von längerfristig anzulegenden Grundsatzuntersuchungen und kurzfristig Ergebnisse zeitigenden F+E-Arbeiten zu erhalten. Der verständliche Wunsch, Forschungsergebnisse zur M/M-Thematik schnell zu gewinnen, darf nicht die Tatsache überdecken, daß nach der bisherigen Erfahrung Arbeiten zu wichtigen Teilthemen, z.B. im Bereich des menschlichen Verhaltens, langwierig sind.

Die Anwendung dieser Kriterien auf die zuvor angesprochenen Themen vor dem Hintergrund der Tatsache, daß wir uns hier mit Aufgabenstellungen des BMFT befassen, ergibt in erster Linie Arbeiten, die auf laufenden Forschungsvorhaben aufbauen und thematisch nicht bereits im Rahmen der atomgesetzlichen Aufsicht über den Kraftwerksbetrieb unternommen werden, wie z.B. Fortbildung, Arbeitsorganisation usw. Sie liegen in den Problembereichen

- menschliche Fähigkeiten,
- ergonomische Kernkraftwerksgestaltung,
- Informationsverarbeitungs- und Überwachungssysteme im Hinblick auf Stör- und Unfälle.

Folgende Vorhabensvorschläge ergaben sich:

Generell:

- Auswertungen von Betriebserfahrungen,
- Meldungen besonderer Vorkommnisse,
- F+E- und Studienergebnisse zum Mensch/Maschine-Zusammenspiel, soweit noch nicht vorliegend oder anderweitig in Arbeit (z.B. im BMI-Auftrag).

„Menschliches Verhalten“ und „Schnittstelle“:

- Fortführung der Arbeiten zur menschlichen Entscheidungsfindung;
- Ausarbeitung von Strategien für außergewöhnliche Situationen durch Beobachtungen an Trainingssimulatoren im Zuge der Neu- und Wiederholungsausbildung zur Erfassung der beobachteten Fehlhandlungen (Auswertung und Ergänzung des Vorhabens: „Experimentelle Untersuchungen des KKW-Wartenspersonals bei ungewöhnlichen dynamischen Prozeßabläufen“ (IFU/KWU));
- Vergleich inzwischen erarbeiteter Klassifikationsschemata für menschliche Fehlhandlungen und Analyse ihrer Nutzbarkeit;
- Fortsetzung der Entwicklung mathematischer Modelle für die menschliche Zuverlässigkeit. Damit sollen im Institut für Schiffsbetriebsforschung in Flensburg abgeschlossene Arbeiten zur Beschreibung menschlichen Verhaltens fortgesetzt werden, mit dem Ziel, empirisch überprüfbare Größen (z.B. „Arbeitsqualität“) abzuleiten;
- Verbesserung von Arbeitsbedingungen in Kernkraftwerken aufgrund von Vorstellungen des Personals (eine Aufgabe, die nur zusammen und in Abstimmung mit den Betreibern durchzuführen sein wird).

„Technische Systeme“ und „Schnittstelle“:

- Erprobung und Weiterentwicklung von Informationsverarbeitungssystemen, z.B. STAR,

- Weiterentwicklung der Hard- und Software-Zuverlässigkeit,
- On-line-Auswertung von Überwachungssystem-Signalen,
- alternative Präsentationsmöglichkeiten des Betriebshandbuchs mit dem Ziel einer effektiveren Handhabung.

5. Internationaler Vergleich

Ein guter Überblick über die derzeitigen Aktivitäten zum M/M-Problembereich ergab sich aus dem Arbeitspapier des IAEA-Meetings in Wien vom Dezember 1981. Es zeigt, daß hinsichtlich der zu bearbeitenden Probleme international weitgehende Übereinstimmung besteht.

Einen wesentlichen Beitrag leistet die USA, wo sowohl von EPRI als auch von NRC geförderte Vorhaben laufen. Des weiteren sind Japan und im europäischen Raum Frankreich, Italien und das Joint Research Centre in Ispra zu nennen.

Sehr fruchtbar hat sich – wie schon eingangs erwähnt – die Zusammenarbeit im OECD-Halden-Projekt bisher gezeigt. Hier beteiligt sich die Bundesrepublik (BMFT, Kernforschungszentrum, Hersteller, Betreiber) auch finanziell. Das neue Programm enthält eine Reihe von Vorhaben zur computergestützten M/M-Kommunikation, die auch für das hier diskutierte M/M-Projekt von Interesse sind, wie Entwicklung von Alarmbearbeitungsstrategien, Untersuchungen zur menschlichen Informationsverarbeitung und zur Aufgabenverteilung zwischen Mensch und Maschine.

Zusammenfassend läßt sich noch einmal feststellen, daß sowohl die Bedeutung des M/M-Problembereiches als auch die noch zu bearbeitenden Fragen international weitgehend übereinstimmend beurteilt werden.

6. Schlußbemerkung

Der hier andiskutierte Projektvorschlag wird nach seiner Fertigstellung in einem durch das BMFT einzuberufenden Expertengremium zur Diskussion gestellt. Daraus sich ergebende ergänzende Vorschläge, Anregungen oder Empfehlungen werden, soweit wie möglich, Berücksichtigung finden.

7. Zusammenfassung

Es ist versucht worden, Überlegungen zur Gestaltung eines Projektes „Mensch/Maschine“ darzulegen. Ausgehend von dem Gesamtproblembereich wurden für einige ausgewählte Problembereiche Untersuchungsthemen vorgestellt und anschließend in Forschungsvorhaben aufgelöst.

Betrachtet man die Arbeit an dem Projektvorschlag gleichzeitig auch als Überprüfung der bisher ohne Existenz eines formal eigenständigen Projektes laufenden (oder gelaufenen) Vorhaben, ergibt sich, daß die Orientierung der hier gemachten Vorschläge bezüglich der als vordringlich zu bezeichnenden Problembereiche im wesentlichen mit der Ausrichtung der vorlaufenden Arbeiten übereinstimmt. Das heißt, im Vergleich ergibt sich zunächst keine Neuorientierung: Die aus heutiger Sicht vorzuschlagenden wichtigen Aktivitäten sind im wesentlichen Fortführungen oder Ergänzungen existierender oder abgeschlossener Arbeiten. Die Ausformung des Projektvorschlages über die hier dargelegten Vorschläge hinaus bedarf weiterer Überlegungen.

Diskussion

G. B e c k e r (IFU):

Ich stimme mit der Einschätzung überein, daß F+E-Aktivitäten zum M/M-System mit der Warte beginnen sollten. Es werden zur Entlastung des Personals zunehmend technische Einrichtungen eingesetzt. Nun wird mit dem Zurückdrängen menschlicher Eingriffsmöglichkeiten bei Zunahme technischer Einrichtungen eine Verschiebung der Ursachen menschlicher Fehlhandlungen in Richtung auf den Bereich Wartung und Inspektion wirksam. Das ist auch statistisch nachweisbar. In Ihrer Darstellung, Herr Dr. Lummerzheim, wird diese Frage noch nicht deutlich. Ist die Untersuchung von Fragestel-

lungen aus dem Bereich Wartung und Inspektion für spätere Phasen des Forschungsprogramms vorgesehen?

D. L u m m e r z h e i m (GRS):

Die Darstellung war aus Zeitgründen, das sagte ich, kurzgefaßt. Daher ist das Wechselwirkungsfeld „Wartung und Reparatur“ nicht explizit behandelt worden.

Die Erfahrung, daß menschliche Fehlhandlungen bei Wartung und Reparatur an gemeldeten besonderen betrieblichen Vorkommnissen mit einem erheblichen Prozentsatz beteiligt waren, hat jedoch in dem Programmvorschlag entsprechende Berücksichtigung gefunden.

Sachbereich „Betriebssicherheit“

Grundlagen zur weiteren Verbesserung von Primärkreis Komponenten

Von H. Dorner¹⁾

Es ist sinnvoll, bei der Fragestellung: welche weiteren Verbesserungen der Betriebssicherheit an Primärkreis Komponenten in Zukunft möglich sind, in zwei getrennte Abschnitte zu unterteilen:

- Herstellung
Damit ist die Fertigung bis zur Inbetriebnahme gemeint.
- Betrieb
Diese Zeitspanne umfaßt die gesamte Betriebszeit, d.h. Lebensdauer des Kraftwerkes.

1. Herstellung

In den vergangenen 25 Jahren wurde im In- und Ausland ein beträchtlicher Aufwand mit der Zielsetzung betrieben, betriebssichere Primärkreis Komponenten herzustellen. Die Anstrengungen waren auf allen Wissensgebieten verteilt, wie

- Werkstoffauswahl,
- Konstruktion und Berechnung,
- Herstellung und Qualitätssicherung.

Soweit es die Forschung im Inland betrifft, sind hier die Schwerpunkte: das sogenannte Sofort-Programm (RS 101, RS 84), das Komponentensicherheits-Programm FKS (Werkstoffkennwerte, Traglastverhalten, Bestrahlungseinflüsse) sowie die Forschungsprogramme RS 104 und RS 320, die u.a. dem Nachweis des Leck-vor-Bruch-Verhaltens dienen.

Die heute vorliegenden Ergebnisse liefern eine breite gesicherte Basis für die Betriebssicherheit. In der Bundesrepublik wurde dafür der Begriff „Basissicherheit“ geprägt. Über den Begriff „Basissicherheit“ und den darin festgeschriebenen Schlußfolgerungen aus den bereits erwähnten Forschungsarbeiten, Versuchsergebnissen sowie praktischen Erfahrungen wurde in der letzten Zeit sehr viel veröffentlicht und vorgetragen. In den interessierten Fachkreisen ist deshalb ohnehin bestens bekannt, was man unter dem Begriff „Basissicherheit“ zu verstehen hat. Es braucht deshalb hier nicht näher darauf eingegangen zu werden, und es werden nur die wesentlichen Merkmale stichwortartig zusammengefaßt.

Werkstoffauswahl

Gezielte Werkstoffauswahl mit hochwertigen Eigenschaften wie

- hohe Zähigkeit,
- große Homogenität,
- geringe Fehlerhäufigkeit,
- gute Prüfbarkeit,

¹⁾ Dr. Heinrich Dorner, Bereichsleiter der Abteilung R2 bei der Kraftwerk Union AG, Erlangen

- geringes Risiko in der Verarbeitung empfindlicher Werkstoffe.

Diese Eigenschaften konnten durch die Begrenzung der Begleit- und Spurenelemente sowie durch die Anwendung modernster Herstellungstechnologien optimiert werden. Die im Konzept der Basissicherheit geforderten Werkstoffeigenschaften können, wie sich in der Praxis gezeigt hat, eingehalten werden.

Konstruktion und Berechnung

- Beanspruchungsgerechte und prüfgerechte Konstruktion, d.h. zum Beispiel Vermeidung von örtlich hohen Spannungszuständen durch konstruktive Formgebung oder für die Prüfung gute Zugänglichkeit an Schweißnähten mit entsprechender Oberflächengüte und Formgestaltung,
- herstellungs- und servicefreundliche Konstruktion,
- Einsatz von erprobten Berechnungsverfahren,
- Dimensionisierung unter Berücksichtigung des vollständigen Belastungskollektivs über die gesamte Lebensdauer,
- Sicherheitsanalyse unter Berücksichtigung von Werkstofffehlern.

Herstellung und Qualitätssicherung

- Einsatz optimaler Herstellungstechnologien,
- vollständige Überwachung des Herstellungsprozesses,
- begleitende und Endprüfungen entsprechend den Spezifikationen,
- Qualitätssicherungssystem des Herstellers.

Der in der Basissicherheit festgeschriebene Stand von Wissenschaft und Technik und dessen Anwendung in der Praxis mit den dort erzielten Ergebnissen zeigen, daß das gesteckte Ziel – die Herstellung betriebssicherer Komponenten – erreicht wurde. Weitere Verbesserungen bezüglich der Betriebssicherheit in der Herstellungsphase sind kurz- bis mittelfristig wohl nur noch gradiell zu erwarten und werden deshalb den gegenwärtigen Wissensstand nicht wesentlich beeinflussen. Laufende und zukünftige Forschungsarbeiten werden in erster Linie dazu dienen, die vorhandenen Sicherheiten in noch größerem Maße nachzuweisen. Was unter gradiellen Verbesserungen gemeint ist, sollen einige Beispiele aus der Vergangenheit zeigen.

Beispiel 1:

Verminderung des Herstellungsrisikos, d.h. Vermeidung von Herstellungsfehlern (Reparaturschweißungen)

Da die größte Fehlerhäufigkeit nicht im Grundwerkstoff, sondern in Schweißnähten auftritt, war es naheliegend, im Sinne einer fertigungsgerechten Konstruktion die Schweißnähte zu reduzieren. Hier einige Ergebnisse:

- Beim Reaktordruckbehälter wurde die gesamte Schweißnahtlänge von 122 auf 61 m, also um die Hälfte reduziert. Dies gilt für einen 1300-MWe-Druckbehälter.
- Bei den Dampferzeugern wurden an der Sekundärseite insgesamt 200 m Schweißnahtlänge eingespart.
- Bei der Hauptkühlmittelleitung gelang es, die 250 Schweißnähte auf 60 Rundnähte zu reduzieren.

Mit der erzielten Schweißnahtreduzierung ist natürlich auch eine Reduzierung des Prüfumfanges in der Fertigungs- und Wiederholungsprüfung verbunden. Die Fertigungszeit wird kürzer und die Betriebssicherheit gradiell verbessert.

Beispiel 2:

Automatische Fertigungsprüfung

Da der US-Prüfungsumfang bei der Herstellung ständig zunahm, war es naheliegend, ausgehend von der bei Kernkraftwerken zwangsweise mechanisierten Wiederholungsprüfung, auch die Fertigungsprüfungen zu automatisieren.

In einer Arbeitsgemeinschaft von 5 Firmen wurde in 3 Jahren eine Prototypanlage entwickelt und gebaut. Diese Prototypanlage ist zur Zeit bei der Gutehoffnungshütte AG (GHH) für die US-Prüfung an Primärkreis Komponenten probeweise eingesetzt. Wir versprechen uns von der automatischen Fertigungsprüfung folgende Vorteile:

- eindeutige vom menschlichen Verhalten unabhängige Prüfaussagen mit sofortiger und exakter Dokumentation,
- Verringerung der Liegezeiten und somit verkürzte Fertigungszeiten,
- gleichzeitige Verwendung der Basisprüfung für die spätere Wiederholungsprüfung, da gleiches Prüfsystem,
- Wirtschaftlichkeit.

Durch die Entkopplung des Prüfergebnisses vom menschlichen Fehlverhalten wirkt sich die automatische Fertigungsprüfung positiv auf die Betriebssicherheit aus.

Beispiel 3:

Tiefspaltschweißung

Die Zielsetzung war die Verringerung des Schweißvolumens und somit Reduzierung der Fertigungszeit. Gegenüber konventionellen Nahtformen kann je nach Ausführung das 1,6- bis 2,9fache Schweißvolumen eingespart werden.

Da bei der Tiefspaltschweißung geringere Schweißspannungen auftreten und eine Wärmeeinflußzone mit besonders wenig Grobkorn entsteht, wirkt sich die Tiefspaltschweißung auch positiv auf die Betriebssicherheit aus.

Die Tiefspaltschweißung wurde von der GHH erstmals bei der Deckelrundnaht des CNA-II-Druckbehälters eingesetzt. Es wurde dabei eine Wanddicke von 650 mm verschweißt. Die Spaltbreite lag zwischen 35 und 45 mm. Für die Schweißung selbst wurden 29 Tage benötigt und die Schweißung erfolgte ohne reparaturpflichtige Fehler.

Dieser praktischen Anwendung ging eine 1 1/2-jährliche Entwicklung voraus, wobei insbesondere die Schwierigkeiten hinsichtlich der Gefahr von Flankenfehlern und Schlackeneinschlüssen überwunden werden mußten. Ebenso mußten gezielte Maßnahmen, wie die Schweißüberwachung, ausgearbeitet und Reparaturverfahren erprobt werden.

Die Tiefspaltschweißung soll in Zukunft auch bei den übrigen dickwandigen Primärkreis Komponenten wegen der erwähnten Vorteile eingesetzt werden.

2. Betrieb

Wichtig ist, daß die Betriebssicherheit im Ausgangszustand – Neuzustand – der Komponenten auch im erforderlichen Umfang während der gesamten Betriebszeit, Lebensdauer

des Kraftwerkes, erhalten bleibt. Obwohl aufgrund des heutigen Wissensstandes keine Gründe bekannt sind, die diese Forderungen in Frage stellen, ist der Nachweis dafür zu erbringen. Dies kann durch Wiederholungsprüfungen und Betriebsüberwachung geschehen.

Wiederholungsprüfung

– Reaktordruckbehälter:

Auf diesem Arbeitsgebiet wurden insbesondere in den vergangenen 10 Jahren große Anstrengungen unternommen und beträchtliche Erfolge erzielt.

Das Forschungsvorhaben RS 27 über die Entwicklung der Wiederholungseinrichtungen für den Reaktordruckbehälter (Manipulator, Prüftechnik, Datenerfassung, Erprobung) lieferte wertvolle Ergebnisse für den heutigen technischen Stand. Beispielhaft war, daß die Forschungsergebnisse kurzfristig in die Praxis umgesetzt wurden.

Das Ergebnis ist, daß eine 100%ige Wiederholungsprüfung des Reaktordruckbehälters möglich ist und die gestellten Anforderungen an Prüfempfindlichkeit und Aussagefähigkeit erfüllt werden. Es können Oberflächenfehler an der unplattierten Seite in einer Größe von 1,5 x 20 mm, an der plattierten Seite von 4 x 20 mm und im Grundwerkstoff von 3 x 20 mm sicher entdeckt werden. Diese Fehlergrößen liegen z.B. in der Reaktordruckbehälterwand mindestens um den Faktor 60 unterhalb einer für den Betrieb kritischen Fehlergröße.

Besonders zu erwähnen ist, daß die unterschrittenreife Dokumentation dank der entwickelten Datenerfassung und -verarbeitung etwa 24 Stunden nach Abschluß der Prüfungen vorliegt.

Praktische Erfahrungen bis Ende 1981

Es wurden an 36 Reaktordruckbehältern Prüfungen durchgeführt. Hinzu kommen 13 Prüfungen an Dampferzeugern, Druckhaltern und Hauptkühlmittelleitungen. Insgesamt wurden etwa 2000 m Schweißnaht im Zuge der Basismessungen und etwa 700 m Schweißnahtlänge bei Wiederholungsprüfungen geprüft.

Die Strahlenbelastung für das Prüfpersonal ist aufgrund des Prüfkonzeptes sehr gering und liegt, bezogen auf die gesamte Mannschaft (37–40 Mann), im Mittel bei 7 rem. Dies gilt für das Unterteil. Bei der Deckelprüfung liegt dieser Wert bei 8 rem.

– Hauptkühlmittelleitung:

Es ist heute möglich, die Krümmer und Schweißnähte 100%ig automatisch zu prüfen. Durch die Automatisierung konnte die Dosis für das Prüfpersonal gegenüber der manuellen Prüfung um den Faktor 10 gesenkt werden.

– Dampferzeuger-Heizrohre:

Mit Hilfe des Forschungsvorhabens RS 255 wurde die bestehende Technik der Wirbelstromprüfung wesentlich verbessert. Es wurde die Prüfempfindlichkeit gesteigert und die Möglichkeit der Erfassung spezieller Fehlerlagen geschaffen. Mit dieser Wirbelstromprüfung können heute 20 % Rohrschwächungen sicher nachgewiesen werden. Dieses Prüfverfahren hat den Vorteil, sehr schnell zu arbeiten und es können etwa 500 Rohre pro Schicht geprüft werden. Es dient heute zur Grobklassifizierung von Fehlern. Zu genaueren Analysenfehlern wird die US-Prüfsonde und die Wirbelstromfehler-Analysensonde benutzt. Die US-Prüfsonde kann Fehler auf ein fünfhundertstel Millimeter Tiefenausdehnung genau bestimmen. Die Wirbelstromanalysensonde wird zur genauen Bestimmung der Fehlerform verwendet (Risse, Lochfraß, Flächenabtrag).

Die Sondenführung erfolgt über ein Vorschubgerät und die ferngesteuerte Positionierung mit Hilfe eines sogenannten Fingerwalkers.

Praktische Erfahrungen bis Ende 1981

An 92 Dampferzeugern wurden ca. 550 km Heizrohlänge geprüft, davon entfallen auf das Jahr 1981 56700 Heizrohre (Rohrlänge ca. 20 m, Anzahl pro Dampferzeuger ca. 4000).

Im Zeitraum von 1973 bis 1981 konnte die Strahlenbelastung des Personals bei der Wirbelstromprüfung um 2/3 reduziert werden, wobei der Prüfumfang im gleichen Zeitraum um das 4fache anstieg. Heute liegt die Dosis bei ca. 3 rem pro Dampferzeugerkammer.

Betriebsüberwachung

Für die Dimensionierung der Primärkreiscomponenten wird ein Belastungskollektiv zugrunde gelegt (spezifizierte Belastungen), wie es mit Sicherheitszuschlägen versehen während der gesamten Lebensdauer des Kraftwerkes zu erwarten ist.

Die für das Belastungskollektiv charakteristischen Werte, wie äußere Kräfte, Innendruck und Temperaturschwankungen, können in der Vorausplanung zum größten Teil nur theoretisch ermittelt werden. Wegen der großen Bedeutung des Belastungskollektivs für die richtige Dimensionierung ist das Bedürfnis verständlich, dieses Belastungskollektiv ergänzend zu den bisherigen Messungen experimentell vollständig zu überprüfen. Dies ist aber praktisch nur im 1:1-Versuch im Kraftwerk selbst möglich. Es bietet sich dafür die Inbetriebsetzungsphase an, in der ja alle Belastungsfälle zwecks Überprüfung der Funktionstüchtigkeit der Anlage gefahren werden (außer Not- und Schadensfälle).

Dank des großen Entgegenkommens von der Kundenseite wurde es möglich gemacht, bei der Inbetriebsetzung des Kernkraftwerkes Grafenrheinfeld die experimentelle Überprüfung des Belastungskollektivs durchzuführen. Der gesamte Primärkreis wurde mit über 300 Meßstellen instrumentiert, wobei sich je nach Inbetriebsetzungsphase diese Meßstellen wie folgt aufteilen:

83	–	126	Dehnmeßstellen,
120	–	178	Temperaturmeßstellen,
5	–	8	Druckmeßstellen,
25	–	33	sonstige (Durchsatz, Füllstand, Körperschall).

In dieser Instrumentierung sind die 40 Meßstellen der normalen Betriebsinstrumentierung nicht enthalten, die aber auch für die Messungen des Belastungskollektivs, wie bereits in der Vergangenheit, mit verwendet wurden.

Neben dem Hauptziel, das spezifizierte Belastungskollektiv experimentell abzusichern, erfolgte eine lückenlose Erfassung sämtlicher Belastungsvorgänge (Belastungskollektiv der Inbetriebsetzung) während der Inbetriebsetzungszeit. Die Messungen erstreckten sich ungefähr über 1 Jahr. Es wurden 15 km Meßkabel verlegt, wobei auch erstmals Glasfaserkabel eingesetzt wurde. Für die Aufzeichnung der Meßergebnisse wurden 267 Tonbänder benötigt, die insgesamt 3000 Mio. Meßwerte gespeichert haben. Die Erfassung der Meßdaten erfolgte so, daß die direkte Weiterverarbeitung mit Rechenprogrammen relativ einfach möglich ist. Trotzdem wird für die vollständige Auswertung noch ein beträchtlicher Aufwand nötig sein.

Das experimentell abgesicherte Belastungskollektiv als Grundlage für die Dimensionierung mit abgesicherten Berechnungsverfahren ergibt die sichere Basis für die Betriebssicherheit der Componenten in der Betriebsphase. Wichtig ist noch, daß die Anzahl und die Art der Belastungszyklen während des Kraftwerkbetriebs aufgezeichnet werden, um zu gegebener Zeit einen Soll/Ist-Vergleich durchführen zu können.

Als zusätzliche Absicherung der Betriebssicherheit dient die Wiederholungsprüfung, mit der es möglich ist, die in der Fertigung belassenen Werkstofffehler in ihrem Verhalten während des Betriebs zu verfolgen. Ebenso kann die Entstehung neuer Fehler sicher und früh genug erkannt werden.

Ausblick

Mit den bisherigen Forschungsergebnissen und mit deren Umsetzung in die Praxis wurde die Zielsetzung, betriebssichere Primärkreiscomponenten herzustellen, erreicht. Diese Betriebssicherheit kann über die Betriebszeit aufrechterhalten werden. Es sind keine Schwachstellen erkennbar, sondern nur Stellen, an denen durch weitere Forschungen die vorhandene Sicherheit in größerem Maße nachgewiesen werden kann. Nachstehend werden einige Themen genannt, die nicht ausschließlich auf die Betriebssicherheit abzielen, sondern gleichzeitig das Fertigungsrisiko, die Fertigungszeiten und die Wirtschaftlichkeit beinhalten.

- Weitere Automatisierung der Schweißprüfvorgänge, um das Fertigungsrisiko weiter zu senken und die Reproduzierbarkeit von Prüfergebnissen zu verbessern.
- Die Lieferzeit der Reaktordruckbehälter und des Dampferzeugers hat sich in den letzten 8 Jahren beinahe verdoppelt. Es müssen Anstrengungen unternommen werden, um wieder zu vernünftigen Fertigungszeiten zurückzukehren.
- Die Ermüdungsanalyse, mit deren Hilfe man u.a. den Ausnutzungsgrad an bevorzugten Stellen der Primärkreiscomponenten bestimmt, ist aufgrund des sehr umfangreichen Belastungskollektivs sehr aufwendig und zeitraubend. Es müssen schnellere Methoden entwickelt werden, dies auch insbesondere deshalb, weil mittelfristig der Wunsch bestehen wird, in gewissen Zeitabständen bevorzugte Stellen des Primärkreises einem Soll/Ist-Vergleich von zulässiger und bereits vorhandener Materialermüdung zu unterziehen. Im Extremfall könnte man sich langfristig sogar einen „Ermüdungsrechner“, der im On-line-Betrieb arbeitet, vorstellen.
- Weiterentwicklung der Wiederholungsprüfung.
- Weitere Verbesserungen, wie sie an den Beispielen der Vergangenheit gezeigt wurden, z.B. automatisches Gegenplattieren der Rundnähte in der Hauptkühlmittelleitung oder Herstellung der Volumenausgleichsleitung aus 20 MnMoNi 55, um die Mischverbinder Austenit-Ferrit zu vermeiden.

Zusammenfassung

In den vergangenen 25 Jahren wurde die Betriebssicherheit des Primärkreislaufes (druckführende Umschließung) im In- und Ausland mit beträchtlichem Aufwand untersucht.

Die heute vorliegenden Ergebnisse sagen aus, daß durch die getroffene Werkstoffauswahl, Konstruktion, Berechnung, das Herstellungsverfahren und die Qualitätsüberwachung das gesteckte Ziel einer breiten Basis für die Betriebssicherheit erreicht wurde. Unter Betriebssicherheit ist hier neben der Funktionstüchtigkeit für die Energieversorgung auch die Bruchsicherheit infolge denkbarer oder postulierter Belastungen gemeint.

Der derzeitige Wissensstand führt zur Schlußfolgerung, daß weitere Verbesserungen kurz- bis mittelfristig nur noch graduell und ohne wesentlichen Einfluß auf die gegenwärtige Technik zu erwarten sind. Beispiele für solche gradiellen Verbesserungen sind die Einführung der Schmalspaltschweißung, Reduzierung der Schweißnähte, Automatisierung der Fertigungsprüfung, vollständige experimentelle Absicherung des Belastungskollektivs sowie Weiterentwicklung der Wiederholungsprüfung, insbesondere auch mit der Zielsetzung, die Strahlenbelastung des Personals zu reduzieren.

Behälterberstuntersuchungen mit Auswirkung auf das Bruchpostulat von Primärkreisrohrleitungen für Leichtwasserreaktoren

Von K. Kußmaul und D. Sturm¹⁾

1. Einleitung

Der Hintergrund, vor dem es zu dem Postulat des sogenannten Guillotinebruchs bzw. des doppelseitigen Rundabrisses der Hauptkühlmittelleitung (2F-Bruch; GaU)²⁾ gekommen ist, wird vom extremen (hypothetischen) Kühlmittelverluststörfall bestimmt, für dessen Beherrschung entsprechende Pumpenleistungen bereitzustellen waren. Dabei war nicht beabsichtigt, dieses System auch gegen die strukturelle Response des Rohrleitungsabrisses auszulegen. Nachdem im Rahmen der Begutachtung dennoch entsprechende Analysen durchgeführt worden sind, ergab sich, daß die Bruchöffnung nicht größer werden darf als $0,1 F_r$. Dieser Forderung wurde durch den Einbau von Rohrausschlagsicherungen Rechnung getragen.

Bei Überprüfung dieser Vorgehensweise durch die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) stellte sich heraus, daß nicht der äußerst unwahrscheinliche doppelendige Rundabriß, sondern der überkritische Längsriß bestimmend für die Integrität der Systeme ist. Diesem Umstand wurde bereits in der 2. Ausgabe der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren durch Einführung des 0,1-F-Längsriß-Kriteriums Rechnung getragen, damit Reaktions- und Strahlkräfte beherrschbar bleiben. Das war möglich, nachdem auch die Qualität der Rohrleitung im Hinblick auf Werkstoffauswahl, Konstruktion, Fertigung und Überwachung derjenigen des Reaktor-druckbehälters mit gewährleisteteter Basissicherheit gleichgesetzt worden war.

Zwischenzeitlich konnte der experimentelle Nachweis geführt werden, daß zur Erzeugung einer Bruchöffnung $\leq 0,1 F$ entlang einer Mantellinie außerordentlich große Anrisse notwendig sind, sofern die werkstofftechnologischen und konstruktiven Grundsätze der Basissicherheit eingehalten werden. Damit entfiel konsequenterweise das Postulat des 2F-Rundabrisses, der – realistisch gesehen – nicht in dieser Form auftreten kann.

In Anbetracht der großen Abmessungen (Länge x Tiefe) der kritischen Rißgröße, die notwendig ist, um bei den herrschenden Beanspruchungen ein Durchreißen der Restwand (Ligament) zu bewirken, ohne daß gleichzeitig eine Erweiterung des Lecks zu „Großem Bruch“ eintritt, war man in der Lage, den „Großen Bruch“ grundsätzlich auszuschließen. Das Konzept der Basissicherheit [1] darf in seinen Grundzügen als bekannt vorausgesetzt werden, im folgenden wird daher mehr auf die repräsentativen Bauteilversuche eingegangen, die im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung zu dessen Verifizierung für die Primärrohrleitungen unter Betriebsbedingungen (160 bar, 288 °C) durchgeführt worden sind. Im wesentlichen sind das die beiden Forschungsvorhaben „Phänomenologische Behälterberstversuche“ und „Rißstoppverhalten“ (Bild 1).

2. Versuchsbeschreibung

Die Parameterstruktur, die dem Forschungsvorhaben „Phänomenologische Behälterberstversuche“ bzw. „Behälterversagen“ zugrunde liegt, ist in Bild 2 aufgetragen [2, 3]. Als Versuchskörper standen beidseitig mit Böden verschlossene rohrförmige Abschnitte mit 700 mm lichter Weite, 47,5 mm Wanddicke und einer Länge von 2500 bzw. 5000 mm zur Verfügung. Die Behälter wurden sowohl aus einem Werkstoff (20 MnMoNi 55) in basissicherer Qualität, also mit hoher Kerbschlagzähigkeitshochlage ($A_v \geq 100$ J, Istwert 150 bis 200 J), als auch aus einem Werkstoff (Sonderschmelze 22 NiMoCr 37 mod.) mit niedriger Kerbschlagzähigkeitshochlage (Istwert $A_v = 30$ bis 50 J) gefertigt (Bild 3).

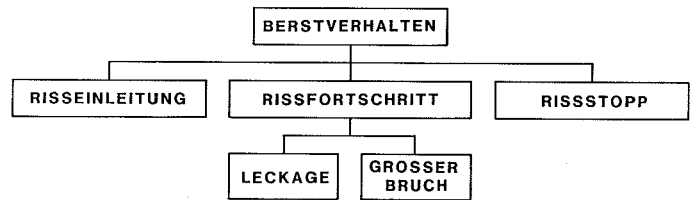


Bild 1: Konzeption des Forschungsvorhabens Behälterversagen

WERKSTOFFE : 20 MnMoNi 55 $A_v \approx 200$ J bei 300 °C
 22 NiMoCr 37 mod. $A_v \approx 50$ J
 VERSUCHS-BEDINGUNGEN: Druckwasser, 320 °C, 160 bar
 FEHLERART : Schlitz Kerbe
 längs Teil (-Umfang) schräg

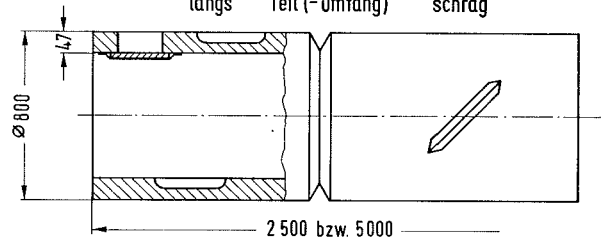


Bild 2: Parameterstruktur des Forschungsvorhabens Behälterversagen, DWR-Bedingungen

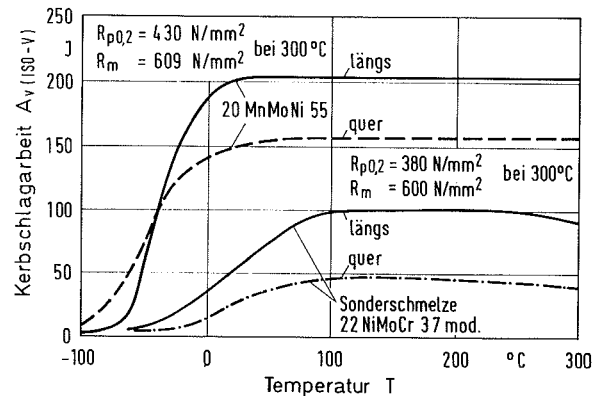


Bild 3: Mechanisch-technologische Kennwerte der Behälterwerkstoffe

¹⁾ Prof. Dr. Karl Kußmaul ist Direktor der Staatlichen Materialprüfungsanstalt (MPA) der Universität Stuttgart; Dr.-Ing. Dietmar Sturm ist Leiter der Abteilung 7 „Behälter- und Bauteilprüfung“ der MPA.

²⁾ 2F = Bruchöffnungsfläche = 2 x Rohrquerschnitt
 GaU = Größter anzunehmender Unfall

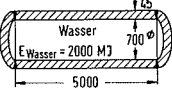
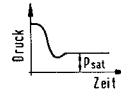
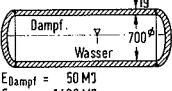
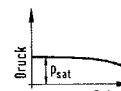
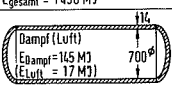
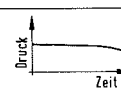
	Komponenten	Betriebs- druck bar	temp. °C	Behältergeometrie / gespeicherte Energie / Nennspannung 130 N/mm ²	Druck - Zeit - Verlauf
Druckwasser - bedingungen	DWR - RDB Hauptkühl- kreis-Rohrleitung	158	316		
Siedewasser - bedingungen	SWR - RDB Dampferzeuger	70	286		
Frischdampf- (Druckluft-) bedingungen	Frischdampf- leitung	52	265		

Bild 4: Versuchsbedingungen im Forschungsvorhaben Behälterversagen

Detaillierte Angaben bezüglich der Versuchsbedingungen sind Bild 4 zu entnehmen, wobei unterschieden wird zwischen DWR-, SWR- und FD-Bedingungen. Beispielhaft dazu wurden einige Komponenten einschließlich der ihnen zugeordneten Betriebsdaten wie Druck und Temperatur aufgeführt. Weiterhin sind Angaben zur Geometrie der Versuchsbehälter sowie zu der jeweils im Druckmedium gespeicherten Energie gemacht. Die Wanddicken der Prüfkörper wurden dabei so gewählt, daß sich bei jeweiligem Betriebsdruck eine Nennspannung von ca. 130 N/mm² ergibt.

Von direktem Einfluß auf die Bruchausbildung ist, außer der im Druckmedium gespeicherten Energie, u.a. der zeitliche Verlauf des Druckabbaus nach der Brucheinleitung. Für die drei genannten Versuchsbedingungen sind die entsprechenden Druck-Zeit-Kurven schematisch ange-

SCHWERPUNKTE	
1. Experimentelle Ermittlung des zeitlichen Verlaufes von	
- INNENDRUCK	
- RISSUFERVERSchiebung	
- BRUCHÖFFNUNGSFLÄCHE	
sowie des Zusammenhanges von	
INNENDRUCK und BRUCHÖFFNUNGSFLÄCHE	
im Hinblick auf struktur- und fluiddynamische	
Berechnungen bei Behälterbruch	
2. Untersuchungen zum RISSSTOPP-VERHALTEN	

Bild 5: Untersuchungsschwerpunkte des Forschungsvorhabens Behälterversagen

geben. Während im Falle des Berstens der Druck bei Druckwasserbedingungen verhältnismäßig rasch im Bereich weniger Millisekunden von 160 bar auf den Sättigungsdruck von ca. 90 bar (320 °C) absinkt, bleibt bei Siedewasser- bzw. Frischdampfbedingungen der Druck und damit auch die Nennspannung über längere Zeit in Höhe des Ausgangsniveaus erhalten.

Ähnlich wie Frischdampf wirkt sich bezüglich des Druck-Zeit-Verlaufes Luft als Druckmedium aus. Die im Druckmedium Luft gespeicherte Energie beträgt allerdings nur einen Bruchteil derer, die in Dampf oder Druckwasser gespeichert ist.

Die Schwerpunkte der beiden eingangs erwähnten Forschungsvorhaben zeigt Bild 5.

FV - BEHÄLTERVERSAGEN

- HAUPTVERSUCHE -

ã ø 798 x 47,5 mm WANDDICKE

	FEHLERFORM - LAGE - RICHTUNG	VERSUCH NR.	KERB - LÄNGE / -TIEFE mm	PRÜF-TEMP. °C	PRÜF-DRUCK bar	BRUCH-NENN-SPANNUNG N/MM ²	DRUCK-MEDIUM	BRUCH-AUSBILDUNG	BRUCH-LÄNGE / MAX. RISS-ÖFFNUNG mm	BEZOGENE BRUCH-ÖFFNUNG NACH VERSUCH F _{BRUCH} / F _{BEN.}	BEMERKUNGEN
A _v = 200 J 20 MnMoNi55	SCHLITZ / - / LÄNGS - RICHTUNG	²¹ BVZ 010	650/-	20	238	187	WASSER	ZÄH	730/26	0,02	SCHLITZ QUER ZUR WALZRICHTUNG
		¹¹ BVZ 011	1102/-		148	117		ZÄH	1105/23,5	0,05	
		¹¹ BVZ 012	1105/-		144	113		ZÄH	1285 / 98,5	0,16	
	KERBE / AUSSEN LÄNGS - RICHTUNG	²¹ BVZ 020	782/36,2	290	155	122	DRUCK- WASSER	-	-/-	-	KERBE QUER ZUR WALZRICHTUNG VERSUCH ABGEBROCH.
		²¹ BVZ 021			(168)	(133)					
		²¹ BVZ 022	782/38,3	305	219	173		ZÄH/LECK	775/37	0,04	RISS BIS KERBENDE
		¹¹ BVZ 030	1500/36,2	300	195	155		ZÄH/GROSSER BRUCH	5500/-	> 2	LÄNGS-/UMFANGSRISS, KERBE QUER Z. WALZR.
		¹¹ BVZ 060	1500/36,0	305	180	143		ZÄH/BEGRENZTER BRUCH	1555/64	0,16	LÄNGSRISS, KERBE IN WALZRICHTUNG
								ZÄH/BRUCH	2507/-	2	RUNDABRIS, KERBE IN WALZRICHT.
A _v = 150 J 20 MnMoNi55	KERBE / AUSSEN UMFANGS - RICHTUNG	²¹ BVZ 040	2507/40,8 (360°)	320	237	189	ZÄH/BRUCH	2507/-	2	RUNDABRIS, KERBE IN WALZRICHT.	
		²¹ BVZ 050	1880/38,9 (270°)	320	267	212	ZÄH/BRUCH	2507/-	2	RUNDABRIS, KERBE IN WALZRICHTUNG	
A _v = 50 J 22 NiMoCr37 mod.	SCHLITZ / - / LÄNGS - RICHTUNG KERBE / AUSSEN / LÄNGS - RICHTUNG	²¹ BVS 010	800 / -	155	175	137	LUFT	NORMAL - FLÄCHIG / -	1480/60,5	0,1	SCHLITZ LÄNGS ZUR WALZRICHTUNG
²¹ BVS 020		709/37,3	320	148	117	NORMAL - FLÄCHIG / BEGRENZTER BRUCH		759/20	0,02	LÄNGSRISS KERBE LÄNGS ZUR WALZRICHTUNG	
¹¹ BVS 030		1100/35	305	131	103	VORWIEGEND NORMAL - FLÄCHIGER GROSSER BRUCH		5500/-	(0,11) > 2	LÄNGS-/UMFANGSRISS, KERBE LÄNGS ZUR WALZRICHTUNG	
²¹ BVS 042		709/38,1	245	168	132	NORMAL - FLÄCHIGER GROSSER BRUCH		>2500 / -	> 2	LÄNGS-/UMFANGSRISS, KERBE LÄNGS ZUR WALZRICHTUNG	

¹¹zyl. LÄNGE 5000 mm, ²¹zyl. LÄNGE 2500 mm

Bild 6: Ergebnisse der Behälterberstversuche

3. Versuchsergebnisse

Die experimentellen Ergebnisse der bisher geprüften Behälter sind in Bild 6 aufgelistet und, soweit es sich um Behälter mit Längsfehlern handelt, in Bild 7 graphisch dargestellt. Aufgrund der Lage der Versuchspunkte konnten für die beiden Zähigkeitsstufen zwei getrennte, als Streuband dargestellte Leck- vor Bruchkurven angegeben werden, die jeweils den Bereich der Leckage von dem des „Großen Bruches“ trennen.

Zur Bestimmung derartiger Leck- vor Bruchkurven gibt es auch rechnerische Ansätze, von denen die Näherungsgleichung von Battelle [4] am bekanntesten ist. Eine kritische Betrachtung dieser halbempirischen Näherungsmethode zeigt, daß für die vorliegenden Verhältnisse (Geometrie, Werkstoff) konservative Kurven erlangt werden: Die Kurven sind parallel verschoben.

Schwieriger liegen die Verhältnisse bei der mathematischen Formulierung des dynamischen Strukturverhaltens. Bei Kenntnis der Werkstoffcharakteristik, d.h. Fließkurve und Bruchzähigkeit, und der Fluidmechanik ist es grundsätzlich möglich, die kinetischen Vorgänge bei der Bruchöffnung rechnerisch zu erfassen.

Hierfür stehen derzeit die Programmpakete ADINA³⁾ und DAISY³⁾, die von der GRS benutzt werden, sowie das Rechenprogramm SAN³⁾, das vom SDK (Ingenieurunternehmen für spezielle Statik, Dynamik und Konstruktion GmbH), Lörrach, entwickelt worden ist, zur Verfügung.

Das Fluidverhalten, d.h. das Druckentlastungsverhalten wird derzeit mit Hilfe des Rechencodes DAPSY³⁾ durch die GRS behandelt, wobei als Eingabewert das experimentell bestimmte Bruchöffnungs-Zeitgesetz dient.

Erste Ergebnisse fluiddynamischer Nachrechnungen mit dem Fluidmechanikprogramm DAPSY, das zur Berechnung von Druckwellen-Ausbreitungsvorgängen im Primärsystem von Leichtwasserreaktoren entwickelt worden ist, können im folgenden am Beispiel von zwei Behälterversuchen mit unterschiedlicher Bruchausbildung, nämlich Leckage (BVZ 022) und Großer Bruch (BVZ 030), mitgeteilt werden [3, 5]. Die gemessenen Druck-Zeit-Kurven werden dabei mit den errechneten verglichen.

Für den nur leck gewordenen Behälter (BVZ 022) wurde der Innendruck während des Bruchvorganges in seinem

³⁾ ADINA = Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis
 DAISY = Druckwellen-Ausbreitungsvorgänge mit strukturdynamischer Interaktion im Primärsystem
 SAN = Struktur-Analyse
 DAPSY = Druckwellen-Ausbreitungsvorgänge im Primärsystem von Leichtwasserreaktoren

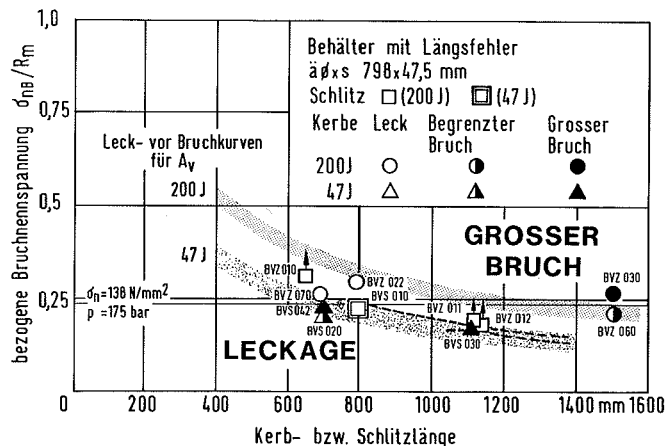


Bild 7: Festigkeitsverhalten von Behältern mit Oberflächenlängsfehlern

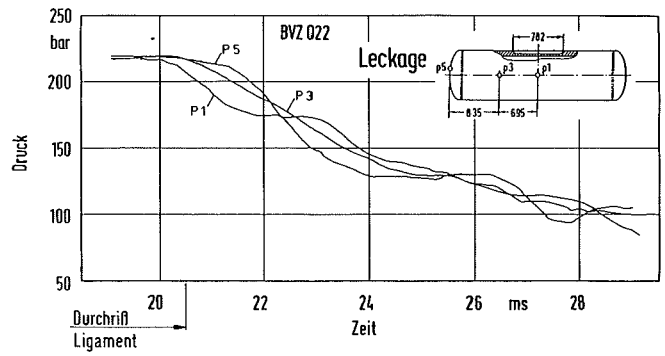


Bild 8: Gemessener Druck-Zeit-Verlauf von Behälter BVZ 022 (Leckage)

zeitlichen Verlauf mit Quarzkristall-Druckaufnehmern an der inneren Behälteroberfläche gemessen und aufgezeichnet, und zwar in Bild 8 für die ersten 8 ms nach Brucheinleitung. Die Lage der Druckaufnehmer P1, P3 und P5 sind ebenfalls Bild 8 zu entnehmen.

Um die Kinetik der Aufweitung der Rißufer während des Bruchvorganges zu berücksichtigen, mußte für die fluiddynamische Rechnung die bezogene Bruchöffnungsfläche F_b/F_r ⁴⁾ mit 0,053 etwas größer angenommen werden als es dem Versuch tatsächlich entsprach. Mit einer Bruchöffnungszeit von 2 ms ergaben sich dann die in Bild 9 dargestellten Druck-Zeit-Kurven. Der Vergleich zwischen Experiment und Rechnung zeigt eine gute Übereinstimmung sowohl bezüglich der Druckabsenkung als auch der Zeitdauer des Vorganges.

Das Unterschwingen in das thermodynamische Ungleichgewicht wird ebenfalls gut wiedergegeben. Das errechnete Druckprofil des Behälters BVZ 022 für die ersten 10 ms nach Brucheinleitung zeigt Bild 10.

Die Lage der Druckaufnehmer sowie die gemessenen Druck-Zeit-Kurven des geborstenen Behälters (BVZ 030) sind in Bild 11 angegeben.

Für die fluiddynamische Rechnung wurde angenommen, daß sich nach einer Öffnungszeit von 5 ms eine bezogene Bruchöffnungsfläche F_b/F_r von 0,72 eingestellt hatte. Die berechneten Druckverläufe sind Bild 12 zu entnehmen. Auch in diesem Falle zeigt sich eine gute Übereinstimmung der Druckgradienten, des Druckniveaus und der Darstellung des metastabilen Zustandes. Das errechnete Druckprofil für die

⁴⁾ F_b = Bruchöffnungsfläche
 F_r = Rohrquerschnitt

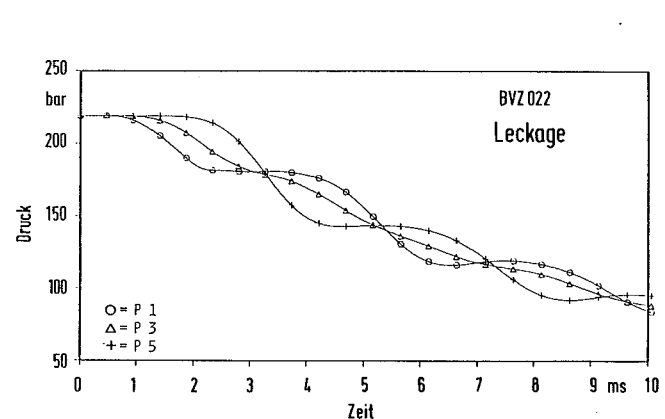


Bild 9: Gerechneter Druck-Zeit-Verlauf von Behälter BVZ 022 (Leckage)

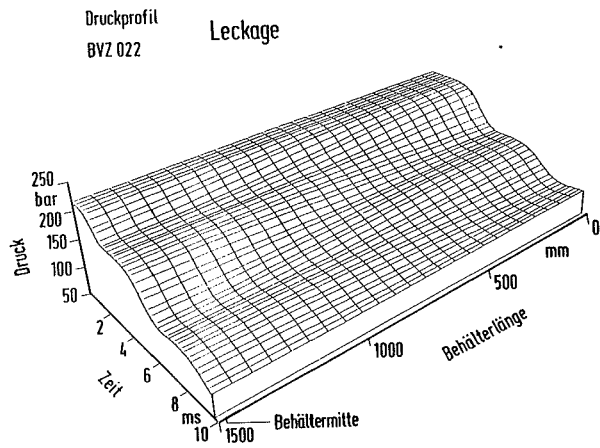


Bild 10: Gerechnetes Druckprofil von Behälter BVZ 022 (Leck)

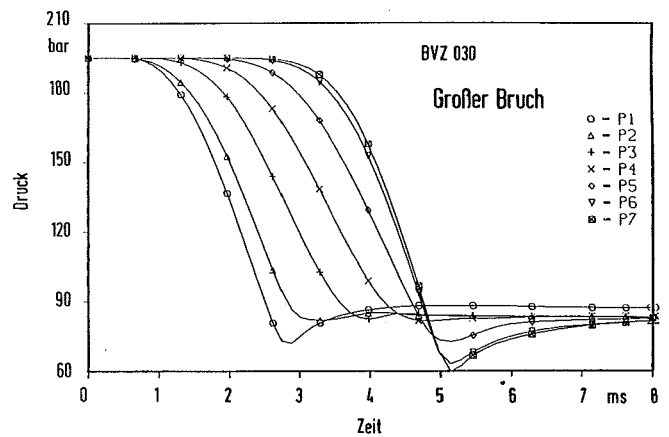


Bild 12: Gerechneter Druck-Zeit-Verlauf von Behälter BVZ 030 (Großer Bruch)

ersten 8 ms nach Brucheinleitung ist für den Behälter BVZ 030 in Bild 13 wiedergegeben.

Die in Bild 11 dargestellten Druck-Zeit-Kurven der Druckaufnehmer P4, P5 und P6 zeigen im Gegensatz zu den gerechneten Kurven einen frühzeitigen Druckabfall, was wahrscheinlich mit einer Relativbewegung zwischen Druckaufnehmer und Fluid aufgrund von überlagerten Bewegungen der Struktur erklärbar ist. Die Klärung derartiger Probleme ist Aufgabe weiterer Forschungsaktivitäten, da mit dem Programmsystem DAPSY derzeit noch keine Kopplung von Fluid- und Strukturmechanik vorgenommen werden kann. Um diesen Nachteil zu überwinden, ist die Kopplung von Fluid- und Strukturmechanik zur Beschreibung des Rißfortschritts und Rißstopps unter Benutzung der Programmsysteme DAPSY und ADINA in Vorbereitung.

Zur quantitativen Bestimmung des Sicherheitsabstandes gegen die Ausbildung eines „Großen Bruches“ bzw. einer Lecköffnungsfläche von 10 % des Rohrquerschnitts (0,1 F) war es möglich, in Bild 14 die Leck- vor Bruchkurve sowie die 0,1-F-Kurve der untersuchten Rohre aus dem „basissicheren Werkstoff“ 20 MnMoNi 55 in idealisierter Form anzugeben.

Im Rahmen sicherheitstechnischer Analysen, insbesondere im Zusammenhang mit der Fehlerauffindbarkeit durch zerstörungsfreie Prüfverfahren, könnte nun beispielhaft für einen Oberflächenlängsfehler von max. 60 mm Länge – durch zerstörungsfreie Prüfung sind Fehler mit 20 mm Länge sicher auffindbar – ein Sicherheitsbeiwert von $S_L = 20$ gegen

„Großen Bruch“ bzw. von 15 gegen 0,1-F-Leckage angegeben werden.

Die wesentlichsten Aussagen aus dem Forschungsvorhaben „Phänomenologische Behälterberstversuche“ sind in Bild 15 zusammengestellt.

4. Schlußfolgerung

Werden nun die erzielten Ergebnisse auf reale Komponenten übertragen, was man aufgrund der gewählten Prüfabmessungen und Prüfbedingungen ohne Einschränkung tun darf, so lassen sich die Auswirkungen der Behälterberstversuche auf die Bruchhypothese von Primärrohrleitungen unter Berücksichtigung des Konzeptes Basissicherheit wie folgt zusammenfassen [6]:

- Die Basissicherheit schließt ein katastrophales Versagen der Komponenten der druckführenden Umschließung für den ordnungsgemäßen Betrieb und für Störfälle aus.
- Die Gültigkeit des Kriteriums Leck vor großem Bruch ist für den gesamten Bereich der Hochlagenkerbschlagarbeit von 30 bis > 100 J bestätigt.
- Aufgrund der durch die Basissicherheit, infolge konservativer Begrenzung der Spannungen und Erhöhung der Zähigkeitsanforderungen gegebenen Voraussetzungen können kritische Rißgrößen ausgeschlossen werden. Eine rißbedingte Leckage kann nur in Form eines kleinen örtlich begrenzten Spaltes ($\ll 0,1$ F) auftreten.

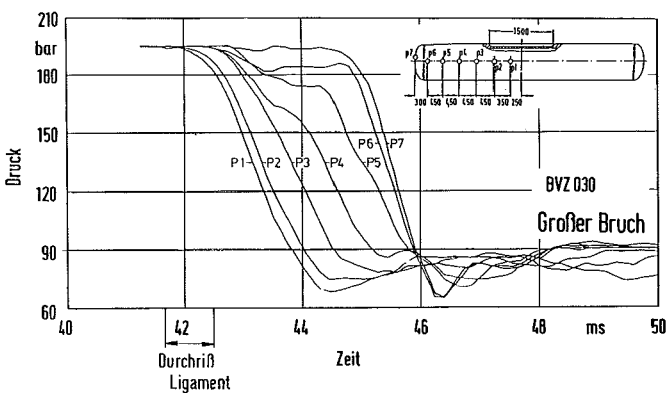


Bild 11: Gemessener Druck-Zeit-Verlauf bei Behälter BVZ 030 (Großer Bruch)

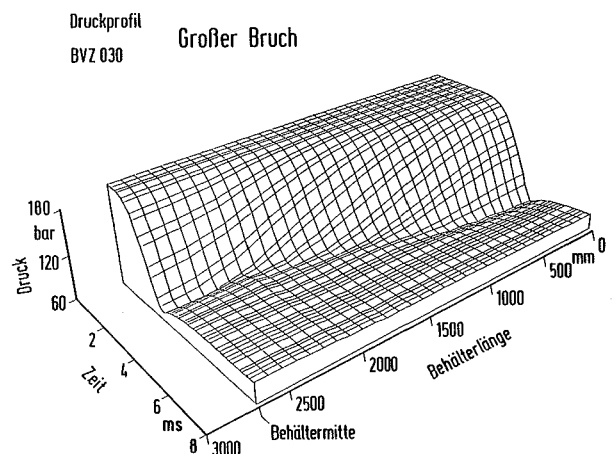


Bild 13: Gerechnetes Druckprofil von Behälter BVZ 030 (Großer Bruch)

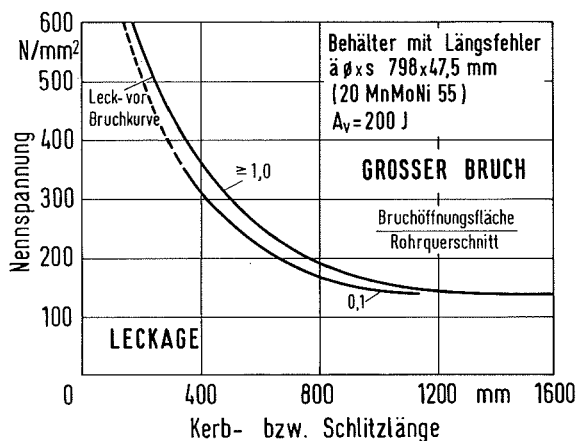


Bild 14: Lage der bezogenen Bruchöffnungsfläche zur Leck- vor „Großem Bruch“-Kurve bei Behältern der Abmessungen 798 à ø x 47,5 mm Wanddicke (für Oberflächenlängsfehler)

Die 3. Ausgabe der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren berücksichtigt diese Überlegungen dadurch, daß sie die Annahme eines 2F-Bruches nurmehr zur Auslegung des Sicherheitsbehälters, der Abstützungen für die druckführende Umschließung (Standicherheit) und der Notkühlvorrichtungen vorsieht. Hinsichtlich der Belastung durch Reaktions- und Strahlkräfte auf Rohrleitungen, Komponenten, Komponenteneinbauten und des Druckaufbaus in der Reaktorgrube wird dagegen für das Versagen der Hauptkühlmittelleitung eine maximale Lecköffnung von 0,1 F mit linearem Öffnen in 15 ms unterstellt. Hierdurch entfällt die Notwendigkeit von Rohrausschlagsicherungen in den Hauptkühlmittelleitungen.

Schrifttum

- [1] Kußmaul, K., und D. Blind: Basis-Safety — a Challenge to Nuclear Technology; Trends in Reactor Pressure Vessel and Circuit

ZUSAMMENFASSUNG

(Behälter: 798 à ø x 47,5 mm Wanddicke, Werkstoff: 20 MnMoNi 55 und 22 NiMoCr 37 mod.)

- LECK- VOR GROSSEM BRUCH- KURVE (Angaben zur kritischen Schlitzlänge)
 - im wesentlichen abhängig von der Zähigkeit
 - unabhängig von der Art der Risseinleitung
- DRUCKABBAU bei DWR-Bedingungen innerhalb weniger Millisekunden auf Sättigungsdampfdruck
- Qualitative Aussagen bzgl. ZUSAMMENHANG von INNENDRUCK und BRUCHÖFFNUNGSFLÄCHE möglich
- GROSSER BRUCH, wenn Länge von Längsfehler \geq kritische Schlitzlänge
- LECKAGE oder BEGRENZTER BRUCH, wenn Länge von Längsfehler $<$ kritische Schlitzlänge
- Bei RISSSTOPP erfolgt Auffangen des laufenden Risses unmittelbar nach Risseinleitung

Bild 15: Zusammenfassung der Ergebnisse des Forschungsvorhabens Behälterversagen (Behälter mit Oberflächenlängsfehlern)

Development. Applied Science Publishers LTD, London, 1980, S. 1/13, ISBN 0-85334-872-3

- [2] Sturm, D., W. Stoppler, P. Julisch, K. Hippelein und J. Muz: Bruchauslösung und Bruchöffnung unter Leichtwasser-Betriebsbedingungen. 7. MPA-Seminar am 8./9. Oktober 1981 in Stuttgart; Staatliche Materialprüfungsanstalt, Universität Stuttgart, 1981
- [3] Kußmaul, K., D. Sturm, W. Stoppler und D. Müller-Ecker: Experimental Investigation on the Crack Opening Behaviour of Cylindrical Vessels under Light Water Reactor Service Conditions. Reliability and Safety of Pressure Components, The American Society of Mechanical Engineers, New York, N.Y., 1982, PVP-Vol. 62, S. 97/134
- [4] Eiber, R. I., W. A. Maxey, A. R. Duffy und Th. I. Atterbury: Investigation of the Initiation and Extent of Ductile Pipe Rupture. BMI-1866 (July 1969)
- [5] Müller-Ecker, D.: Versuchsbegleitende Rechnungen und Analysen zu Behälterberstversuchen (Hauptversuche) mit dem Programm DAPSY. GRS-A-640 unveröffentlicht (August 1981)
- [6] Reaktor-Sicherheitskommission: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. 2. Ausgabe, 24. Januar 1979, 3. Ausgabe, 14. Oktober 1981, Druck und Versand: GRS Köln

Diskussion

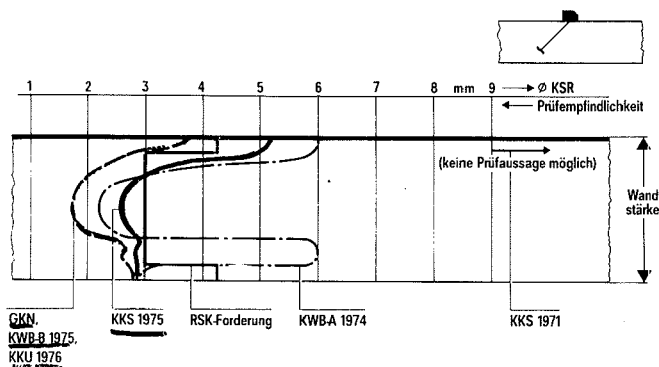
H. Sameith (BMFT):

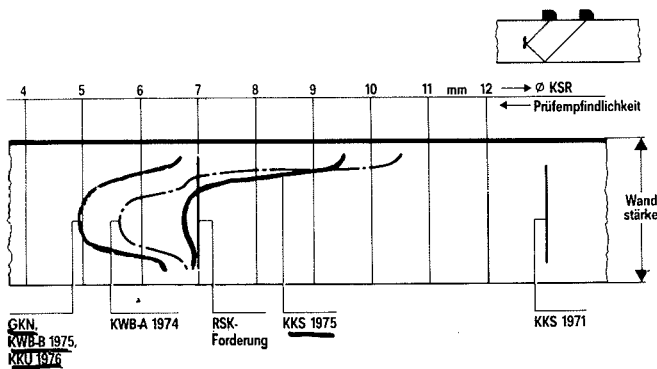
Herr Dr. Dorner, Sie sind in Ihrem Vortrag auf die Weiterentwicklung der Wiederholungsprüfung eingegangen. Worin sind konkrete Schwerpunkte der zukünftigen Entwicklung aus Ihrer Sicht zu sehen? Bei der Ultraschall-Prüfung spielt die Prüfeempfindlichkeit eine besondere Rolle. Wie konnte die Prüfeempfindlichkeit in den vergangenen Jahren quantitativ verbessert werden? Kann man hierzu zahlenmäßige Angaben machen?

H. Dorner (KWU):

Auf den beiden Bildern kann man die Entwicklung der Prüfeempfindlichkeit der US-Prüfung für die Einkopftechnik und Tandemtechnik sehen. War es noch 1974 (KWB-A 1974) nicht möglich, die RSK-Forderungen vollständig zu erfüllen, so konnte bereits 1975 (KKS 1975) eine wesentliche Ver-

besserung erzielt werden. 1976 (KKU 1976) konnten die RSK-Forderungen vollständig erfüllt werden.





H. Sameith (BMFT):

Herr Dr. Sturm, Sie gehen in Ihren Untersuchungen von bestimmten, definierten Geometrien der Versuchsbehälter und von definiert eingebrachten Kerben aus. Ich habe dann verstanden, daß die Ergebnisse dieser Untersuchungen bereits jetzt ohne weiteres in die Sicherheitsüberlegungen realer Komponenten eingebracht werden können. Sind Sie nicht der Meinung, daß für die Übertragung der von Ihnen vorgetragenen Forschungsergebnisse auf reale Komponenten weitere experimentelle und analytische (Codeentwicklung) Untersuchungen, welche die Problematik der Übertragbarkeit noch lösen müssen, notwendig sind?

D. Sturm (MPA):

Die Problematik der Übertragbarkeit besteht seit jeher. Sicherlich ist auch im vorliegenden Fall keine schnelle und vor allem pauschale Lösung möglich. Es sind zunächst vielmehr Einzelprobleme zu definieren, die sukzessive gelöst werden müssen. Derartige, die Übertragbarkeit beeinflussende Einzelprobleme sind z.B.:

- 1) das Festigkeitsverhalten rohrförmiger, durch Kerben geschwächter Komponenten, insbesondere im Hinblick auf die Rißeinleitung und Instabilität,
- 2) das strukturdynamische Verhalten derartiger Komponenten,
- 3) das fluiddynamische Verhalten.

Zu 1) ist zu sagen, daß im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung des BMFT innerhalb der letzten 10 Jahre sehr viel getan worden ist, u.a. auch in der MPA Stuttgart. Hier ist man einer Lösung wohl am nächsten. Bezüglich 2) stehen wir derzeit, was sowohl die experimentelle als auch die rechnerische Bestimmung des strukturdynamischen Verhaltens von Komponenten anbelangt, erst am Anfang; das gleiche gilt für 3). Das heißt, auf diesen Gebieten bedarf es, einerseits hinsichtlich der grundsätzlichen Lösungsmöglichkeit und andererseits betreffs Übertragbarkeit auf Komponenten anderer Abmessungen als die der untersuchten Behälter, noch erheblicher Anstrengungen. Wie im Vortrag angekündigt ist, sind jedoch diesbezüglich intensive Bemühungen im Gange.

O. Kellermann (GRS):

Nachdem wir von Dr. Lummerzheim gehört haben, daß Prozeßrechner und Software entwickelt werden zur Kondensierung der Informationsfülle in der Warte, stellt sich für mich die Frage, wie die Vielzahl der Informationen bei der erstmaligen und bei der Wiederholungsprüfung von Komponenten des Kernkraftwerkes verarbeitet und wie der notwendigerweise anfallende Wust von Papier ausgewertet werden kann. Liegt nicht auch hier eine Notwendigkeit zu weiterer Forschung und Entwicklung, Herr Dr. Dorner?

H. Dorner (KWU):

Die Bewältigung des anfallenden Papiers ist in der Tat ein

Problem geworden. Wenn man bedenkt, daß die die Fertigung begleitende Papierflut in der Fertigung terminführend ist und andererseits die Berechnung auf der Software-Seite einen Engpaß darstellt, ist hier eine Verbesserung in Zukunft notwendig. Wir müssen die Computer lehren, die Ergebnisse so aufzubereiten, daß wir nicht in der Informationsflut erstickt: Klassifizierung der Ergebnisse, Wesentliches vom Unwesentlichen trennen, übersichtliche Darstellungen, keine Überzüchtung von Rechenprogrammen. Es ist kein Nachweis erforderlich, was man heute alles rechnen kann, sondern was ingenieurmäßig notwendig ist.

H. Oppolzer (ÖFS):

Wieweit sind die Entlastungsventile am Druckhalter (deutscher DWR) für Zweiphasen-Ausströmung ausgelegt?

H. Dorner (KWU):

Die Sicherheitsventile sind für Zweiphasen-Ausströmung ausgelegt.

K. Riedle (KWU):

Zwei-Phasenverhalten von Abblaseventilen sowohl für DWR als auch SWR wurden für die entsprechenden primären Sicherheitsventile im Rahmen der vom BMFT geförderten Vorhaben untersucht.

Beide Armaturen haben sich auch für Ausströmung mit Zwei-Phasen- bzw. unterkühltem Wasser qualifiziert. Zur Korrektur des dynamischen Verhaltens ist eine gewisse Optimierung an Drosselquerschnitten bzw. Entlastungsbohrungen zweckmäßig.

H. Schulz (GRS):

Zu der Frage von Herrn Dr. Sameith an Herrn Dr. Sturm bezüglich der Übertragbarkeit der Versuche auf reale Bauteile möchte ich anmerken, daß für einfache Geometrien diese Übertragbarkeit sicher gegeben ist. Für komplexe Spannungsverhältnisse muß man allerdings auf die analytischen Werkzeuge zurückgreifen.

A. Tietze (TÜV Rheinland):

Sie erwähnten, Herr Dorner, daß die weiteren Entwicklungen bei Wiederholungsprüfungen an Dampferzeugern auf eine weitere Automatisierung mit Fernbedieneinrichtungen abzielen. Gilt das auch für die Diagnose und Lokalisation undichter DE-Rohre? Ich könnte mir vorstellen, daß Sie eine „Einsparung“ von Strahlendosen mit einer Einbuße an Aussagefähigkeit Ihrer Diagnosen „bezahlen“ müssen, da z.B. Bildschirmbilder u.U. weniger aussagen als eine Inspektion „vor Ort“, wenn nämlich der Inspekteur in den Dampferzeuger eingestiegen ist.

H. Dorner (KWU):

Der Schwerpunkt der Weiterentwicklung der Wirbelstromprüfung liegt sicher darin, die Automatisierung dahingehend zu erhöhen, daß diese in noch kürzerer Zeit durchgeführt werden kann und die Meßergebnisse noch schneller ausgewertet und dokumentiert werden.

Bei Wiederholungsprüfungen der Dampferzeugerheizrohre wird keine Dichtheitsprüfung in konventionellem Sinne durchgeführt. Sie erfolgt indirekt durch die Prüfung der einzelnen Dampferzeugerrohre. Im Falle, daß ein Rohrziehvorgang vorangegangen ist, erfolgt eine Dichtheitsprüfung durch Aufbringen eines Druckes auf der Sekundärseite. In diesem Falle geschieht die Beobachtung der Primärseite mit Hilfe von Fernsehcameras, da eine direkte Inspektion aufgrund der Strahlenbelastung nicht zumutbar ist.

Es muß noch bemerkt werden, daß wegen der vorhandenen Betriebsinstrumentierung eine ständige Dichtheitsüberwachung im Betrieb erfolgt.

Sachbereich „Störfallabläufe“

Untersuchungen zur Wirksamkeit der Notkühlung anhand von Großversuchen

Von E. F. Hicken¹⁾

Im Rahmen atomrechtlicher Genehmigungsverfahren ist für Kernreaktoren der Nachweis zu erbringen, daß diese auch gegen Störfälle mit Leckagen an den Kreisläufen ausgelegt sind. Zur Beherrschung dieser Kühlmittelverluststörfälle werden die kommerziellen Kernreaktoren mit Notkühlsystemen ausgerüstet. Diese Sicherheitseinrichtungen sind redundant und diversitär ausgeführt.

Die nachfolgenden Ausführungen beziehen sich in Anbetracht der zur Verfügung stehenden Zeit auf Druckwasserreaktoren. Diese Beschränkung ist auch dadurch begründet, daß die Siedewasserreaktoren deutscher Bauart wegen des relativ langsamen Ablaufs der thermohydraulischen Vorgänge geringere Anforderungen an die Analyse des Kühlmittelverluststörfalles stellen.

Im oberen Teil von Bild 1 ist schematisch die Zeitdauer dargestellt, bei der die Oberkante des Kerns mit und ohne Eingreifen der Notkühlsysteme freigelegt wird.

Die Bruchfläche an den Kreisläufen wurde bis zum vollständigen Abriß der Hauptkühlmittelleitung mit einem Durchmesser von 800 mm variiert. Diese Darstellung macht deutlich, daß es sich bei großen Brüchen um sehr kurze Zeiten (Sekunden), bei kleinen Brüchen jedoch um Zeiten im Stundenbereich handelt. Der Darstellung ist ebenfalls zu entnehmen, daß bei wirksamen Notkühlsystemen der Kern im Falle von kleinen Brüchen nicht freigelegt wird. Der Bereich der Notkühlforschung erstreckt sich auf Bereiche um beide Kurven, d.h. vom stark freigelegten Kern bis zum Naturumlauf.

Die Bewertung der Wirksamkeit der Notkühleinrichtungen hängt von

- den in den RSK-Leitlinien definierten zulässigen Grenzbelastungen,
- der Verfügbarkeit der Notkühleinrichtungen,
- dem Ausgangszustand der Reaktoranlage,
- der Aussagesicherheit der Analysen zum Systemverhalten bei Störfällen

ab.

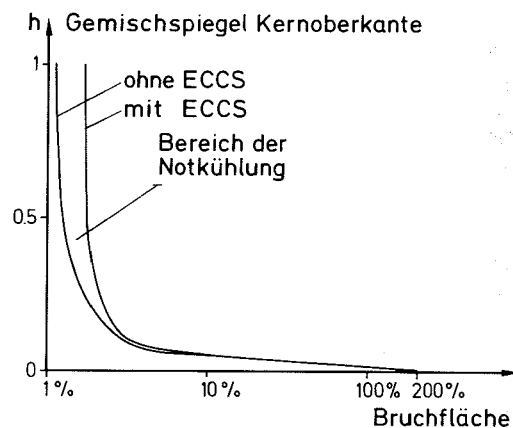
Dieser Übersichtsvortrag behandelt den zuletzt genannten Punkt unter Berücksichtigung der zuvor aufgeführten Randbedingungen.

In Bild 2 sind die in den Leitlinien der Reaktor-Sicherheitskommission festgelegten zulässigen Grenzbelastungen dargestellt. Diese Grenzbelastungen sind weltweit nahezu iden-

tisch. Ihre Einhaltung impliziert, daß nur eine sehr begrenzte Anzahl der Brennstäbe versagt.

Aufgabe der Sicherheitsforschung ist die Nachweisführung, daß mit den vorhandenen oder zu verbessernden Sicherheitseinrichtungen die obigen Grenzbelastungen nicht überschritten werden. Eine Quantifizierung der verbleibenden Sicherheitsmargen wird angestrebt.

Die Beurteilung der Wirksamkeit setzt eine umfassende Kenntnis der zum Teil sehr komplizierten thermo- und



Bewertung der Wirksamkeit der Notkühleinrichtungen

- definierte zulässige Grenzbelastungen
- Verfügbarkeit der Systeme
- Ausgangszustand der Anlage
- Aussagesicherheit der Simulation des Systemverhaltens

Bild 1: Übersicht über die Notkühlung

Zulässige Grenzbelastungen

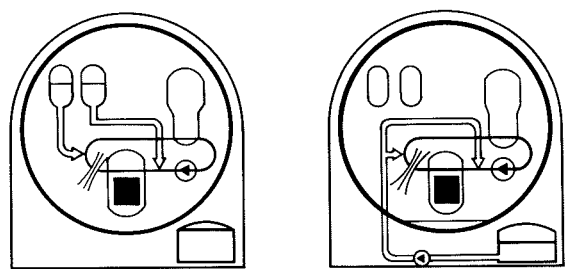
- Max. Hüllrohrtemperatur $\leq 1200\text{ °C}$
- Gewährleistung Kühlfähigkeit
- Oxidationstiefe der Hülle $\leq 17\%$
- Reaktion des Zirkoniums im Kern $\leq 1\%$
- Freisetzung von Spaltprodukten \leq spezifizierter Grenze

Einteilung Thermohydraulik

- Thermohydraulik bei großen Brüchen
- Thermohydraulik beim Wiederauffüllen und Fluten
- Thermohydraulik bei kleinen Brüchen

Bild 2: Zulässige Grenzbelastungen

¹⁾ Prof. Dr. Enno F. Hicken ist Leiter des Bereiches „Verfahren“ bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching.



Wiederauffüllung

Kernflutung

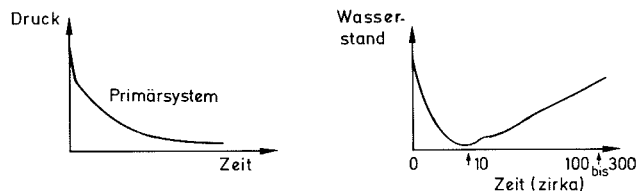


Bild 3: Vereinfachte Darstellung der Thermohydraulik bei großen Brüchen

fluidodynamischen Vorgänge bei Kühlmittelverluststörfällen voraus. Dazu sind in der Regel sowohl experimentelle als auch analytische Untersuchungen erforderlich. Es ist evident, daß derartige Kühlmittelverluststörfälle nicht in großen kommerziellen Kernkraftanlagen simuliert werden können, so daß experimentelle Untersuchungen in verkleinerten Testanlagen erfolgen müssen. Die Versuche werden mit Hilfe umfangreicher Rechenprogrammsysteme voraus- und nachgerechnet. Im folgenden soll der Stand der experimentellen Untersuchungen und der Rechenprogrammentwicklung bewertet werden.

Aus Bild 1 ging hervor, daß der doppelendige Abriß der Hauptkühlmittelleitung in kürzester Zeit zur Kernfreilegung führt. Daher hat sich die Notkühlforschung zunächst im wesentlichen auf diesen Störfall konzentriert. Die folgende Diskussion und Bewertung soll in Anlehnung an die zeitliche Reihenfolge der schwerpunktmäßigen Bearbeitung in

- Thermohydraulik bei großen Brüchen,
 - Thermohydraulik beim Wiederauffüllen und Fluten,
 - Thermohydraulik bei kleinen Brüchen
- aufgeteilt werden.

In Bild 3 ist der Ablauf bei großen Brüchen schematisch dargestellt.

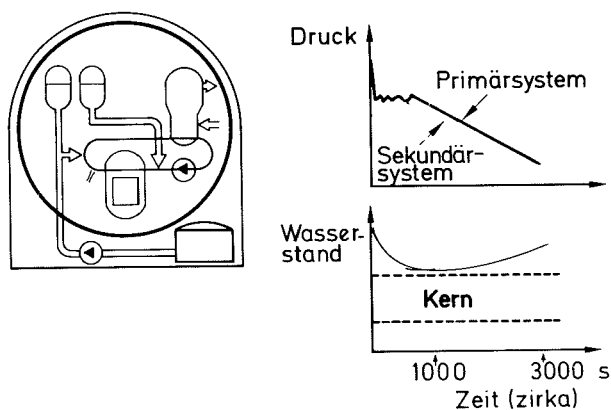


Bild 4: Vereinfachte Darstellung der Thermohydraulik bei kleinen Brüchen

Infolge der großen Ausströmfläche sinkt der Druck rapide ab und es entleert sich der Primärkreis bis auf einen kleinen Rest. Unter der Annahme einer Verzögerung bei Anregung und Hochlaufen der elektrisch betriebenen Pumpen und der Notstromdiesel könnte der Reaktor nicht schnell genug geflutet werden, so daß in der ersten Phase des Kühlmittelverluststörfalles Druckspeicher zur schnellen Wiederauffüllung und Flutung eingesetzt werden. Nach dem Hochlaufen der elektrisch betriebenen Systeme unterstützen diese die Druckspeichereinspeisung, um sie nach etwa 100 Sekunden voll zu übernehmen.

Bild 4 zeigt die Thermohydraulik bei kleinen Brüchen. Durch die geringe Ausströmfläche sinkt der Druck sehr langsam ab. Die Hochdruckeinspeisepumpen können entsprechend der vom Druck abhängigen Einspeisekennlinie wirksam werden. Da der Vorrat an Wasser in den Flutbehältern nur für eine 1,5- bis 2stündige Einspeisung reicht, ist der Druck in entsprechender Zeit abzusenken. Dies geschieht durch ein Abfahren der Sekundärseite mit 100 K/h. Je nach Bruchgröße und Anzahl der verfügbaren Hochdrucksysteme wird der Kern nicht oder nur wenig freigelegt.

Wie auch in anderen Bereichen der Technik werden zur Analyse eines Systemverhaltens sowohl Experimente, wie in Bild 5 gezeigt, als auch Rechenprogramme eingesetzt. Dabei soll die Wichtung zwischen dem Aufwand für Experimente und Rechenprogramme angemessen sein. Eine Übersicht ergibt, daß in der Bundesrepublik Deutschland ca. 80 % aller Mittel für Experimente aufgewendet wurden. Entsprechend dem Vorgehen in anderen Bereichen lag der Schwerpunkt der experimentellen Entwicklung zuerst auf Einzeleffekt- und Komponentenexperimenten, dann auf Integralexperimenten und aufgrund von Forderungen aus der Rechenprogrammentwicklung zunehmend wieder auf Einzeleffektuntersuchungen. Die Rechenprogrammentwicklung begann mit sogenannten homogenen Ansätzen zur Beschreibung der Zweiphasenströmung. Derzeit dominieren Rechenprogramme mit getrennten Ansätzen für die gasförmige und flüssige Phase.

In Bild 6 sind schematisch die physikalischen Prozesse beschrieben. Neben den Erhaltungssätzen für Masse, Energie und Impuls – angewendet auf die Phasen flüssig und dampfförmig – sind die Wechselwirkungsgesetze an der Phasengrenze von essentieller Bedeutung. Zwar sind diese in der Regel nicht direkt meßtechnisch erfaßbar, jedoch können durch Auswertung von mehreren, in verschiedenen Versuchsanlagen durchgeführten Experimenten belastbare Daten ermittelt werden.

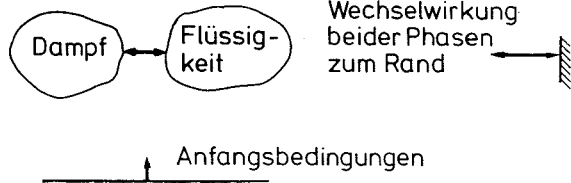
Von wesentlicher Bedeutung für eine Bewertung der Forschungsaktivitäten auf dem Gebiet der Notkühlung ist die Aussage, welche Experimente noch notwendig sind und wann ein Rechenprogramm ausreichend entwickelt und verifiziert ist. Aus zeitlichen Gründen kann hier keine detaillierte Erläuterung der Bewertungskriterien erfolgen, jedoch sind diese hier in kurzer Form aufgelistet.

Experimente	} Wechselwirkung
– Einzeleffekt- und Komponentenexperimente	
– Integralexperimente	
Rechenprogramme	
– Komponenten-Rechenprogramme	
– System-Rechenprogramme	

Bild 5: Analyse Systemverhalten

- Erhaltungssätze für
 - Masse
 - Energie
 - Impuls
- Wechselwirkungsgesetze

Wechselwirkung
an der Phasengrenze



Wechselwirkung
beider Phasen
zum Rand

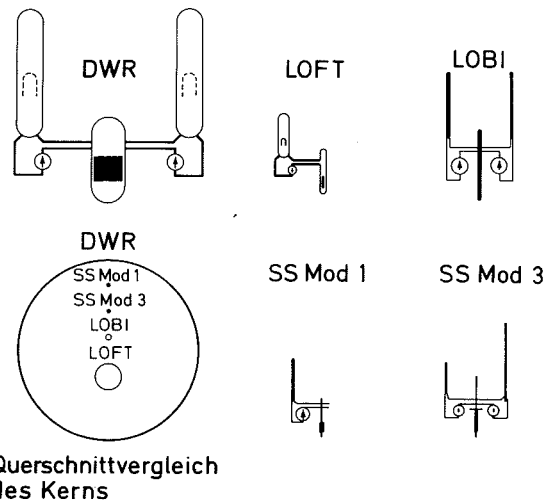


Bild 6: Beschreibung der physikalischen Prozesse

Bild 7: Vergleich ausgewählter Versuchsstände (große und kleine Brüche)

Für experimentelle Untersuchungen gelten im wesentlichen die Kriterien:

- Sind die Anforderungen aus der Rechenprogrammentwicklung und Rechenprogrammverifikation erfüllt?
- Liegen für die wesentlichen physikalischen Phänomene mehrere Versuche in möglichst verschiedenen Anlagen vor?
- War die Meßtechnik ausreichend genau?
- Sind die Streubreiten der Meßwerte bekannt?

Für Rechenprogramme gelten die Kriterien:

- Sind die wesentlichen physikalischen Phänomene ausreichend genau simuliert?
- Sind die numerischen Lösungsmethoden ausreichend genau?
- Liegt eine zufriedenstellende Dokumentation und Benutzeranleitung vor?
- Gibt es Empfindlichkeitsstudien für die wichtigsten Einflußparameter?
- Wurden die Ergebnisse mit anderen Rechenprogrammen verglichen?
- Rechenprogramme sollten 1-2 Jahre nach Beendigung der experimentellen Untersuchungen im wesentlichen entwickelt und verifiziert sein.

Bild 7 zeigt einen Größenvergleich ausgewählter Integralversuchsstände für große und kleine Brüche. Anstelle der bei Druckwasserreaktoren der 1000- bis 1300-MW-Klasse üblichen 4 Kreisläufe haben die Versuchsanlagen nur einen Kreislauf (Semiscale Mod 1 und LOFT) oder zwei Kreisläufe (Semiscale Mod 3 und LOBI). Zu beachten ist ferner, daß Semiscale Mod 1 und LOFT im Vergleich zum kommerziellen Druckwasserreaktor nur die halbe Kernlänge besitzen. Der im Bild dargestellte Vergleich der Kernquerschnitte zeigt deutlich die wesentliche Verkleinerung der Versuchsstände. Die dargestellten Versuchsstände beginnen bei einem Druck von etwa 160 bar. Sehr wertvolle Versuche bei kleinen Brüchen wurden mit der hier nicht dargestellten PKL-Versuchsanlage durchgeführt. Der Systemdruck war jedoch auf 30 bar begrenzt.

In Bild 8 sind die notwendigen Bedingungen für Experimente und Rechenprogramm im Fall des großen Bruches (Blowdownphase) aufgelistet. Durch die starken axialen Beschleunigungen werden mehrdimensionale Effekte weitgehend unterdrückt, so daß bei Einhaltung der aufgeführten Bedingungen

Experimentell	Analytisch
<ul style="list-style-type: none"> - Druck - Zeitlicher Druckverlauf - Volumenverhältnisse - Strömungswiderstände 	<ul style="list-style-type: none"> - Impulsgleichung - 2-Phasen-Druckverlust - Kritischer Massenstrom - Verdampfungsrate
↓	
<ul style="list-style-type: none"> - Starke axiale Beschleunigungen - 1-D-Effekte dominant 	
→ Versuchsstände können verkleinert werden	→ Homogenes Modell + therm. Nichtgleichgewicht

Bild 8: Notwendige Bedingungen für Experimente und Rechenprogramme bei großen Brüchen (Blowdown)

Experimente	Fortschrittliche Rechenprogramme
	Anz. d. Versuche () geplant
LOFT	9 (2)
SS-Mod 1	54 (-)
SS-Mod 3	9 (?)
LOBI	25 (-)*
* A-Matrix	
Bewertung	Bewertung
Experimente sind im wesentlichen abgeschlossen	Entwicklung u. Verifikation im wesentlichen abgeschlossen

Bild 9: Übersicht über Anzahl der in Versuchsanlagen durchgeführten und () geplanten Versuche

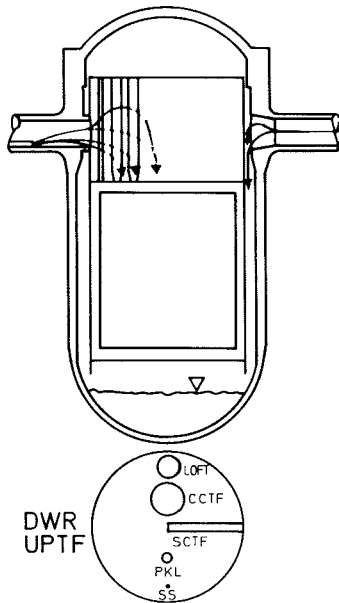


Bild 10: Größenvergleich wichtiger Versuchsstände beim Wiederauffüllen und Fluten

Experimentell	Analytisch
<ul style="list-style-type: none"> – geodätische Höhen – Rohrlängen – zeitl. Temperaturverlauf – Verhältnis $\frac{\text{Leistung}}{\text{Volumen}}$ <p>für 3D-Effekte:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Quergeschwindigkeiten – Original-Einbauten 	<ul style="list-style-type: none"> – thermisches Nichtgleichgewicht (z.B. Dampfüberhitzung) – mechanisches Nichtgleichgewicht (z.B. Wassermittriß, Phasenseparation)
<ul style="list-style-type: none"> → für Systemverhalten ϕ reduzierbar → 3D-Effekte nur 1 : 1 simulierbar 	<ul style="list-style-type: none"> → 2-Fluid-Modell (6 Gleichungen) + konstitutive Gleichungen

Bild 11: Notwendige Bedingungen beim Wiederauffüllen und Fluten

Experimente	Anzahl d. Versuche (geplant)		Fortschrittliche Rechenprogr.
LOFT	9	(2)	TRAC-PF1/(RELAP5)/ (FLUT)/(CATHARE)/ (THYDE-P)
SS Mod 1	48	(–)	
SS Mod 3	12	(?)	
PKL	31	(28)	
CCTF	27	(20)	Bewertung Thermo- und fluiddynamisches Nichtgleichgewicht stellt sehr hohe Anforderungen
SCTF (UPTF)	13	(50) (30)	
Bewertung	Experimente werden mit 2D/3D und PKL im wesentlichen abgeschlossen		Abschluß von Entwicklung und Verifikation ca. 2 Jahre nach Abschluß der Experimente

Bild 12: Auflistung der durchgeführten und geplanten Experimente und Rechenprogramme

gen und möglichst weitgehender Berücksichtigung anderer Einflüsse die Thermohydraulik in Versuchsständen trotz beträchtlicher Verkleinerung ähnlich der in großen Druckwasserreaktoren abläuft. Bei den Rechenprogrammen führen die starken axialen Beschleunigungen zu der Vereinfachung, daß bezüglich der Phasenverteilung homogene Modelle mit Berücksichtigung des thermischen Nichtgleichgewichts ausreichend sind.

In Bild 9 sind die in den ausgewählten Versuchsanlagen durchgeführten und – in Klammern – geplanten Versuche angegeben. Bewertend ist festzustellen, daß durch die etwa 100 Versuche in 4 verschiedenen Großversuchsanlagen die experimentellen Untersuchungen zu großen Brüchen im wesentlichen abgeschlossen sind.

Bei den Rechenprogrammen werden eindeutig die sogenannten fortschrittlichen Rechenprogramme, d.h. solche mit thermo- und fluiddynamischem Nichtgleichgewicht, bevorzugt. TRAC-PF1 und RELAP 5 sind amerikanische, DRUFAN ein deutsches und CATHARE ein in der Entwicklung befindliches französisches Rechenprogramm. Bis auf das französische Rechenprogramm ist nach unserer Bewertung die Entwicklung und Verifikation im wesentlichen abgeschlossen. Die Kenntnis und Simulation der Thermo- und Fluiddynamik hat damit einen ausreichenden Stand erreicht.

In Bild 10 ist für wichtige Versuchsstände zur Untersuchung des Wiederauffüll- und Flutvorganges ein Größenvergleich dargestellt. Bei der kombinierten Einspeisung, wie sie in der Bundesrepublik Deutschland bei Druckwasserreaktoren am häufigsten vorkommt, kommt es wesentlich auf die Simulation der Vorgänge im oberen Plenum an. Da die Vorgänge stark durch die Schwerkraft beeinflusst werden, ist in letzter Konsequenz eine Simulation im 1 : 1-Maßstab erforderlich. Hingegen braucht der Druck nur unterhalb von etwa 20 bar simuliert zu werden. Es ist evident, daß diese Einspeisung nicht mit kleinen Kerndurchmessern verifiziert werden kann. Hinzu kommt, daß insbesondere bei LOFT nur die halbe Kernlänge und ein völlig anderes oberes Plenum vorliegen.

Die notwendigen experimentellen und analytischen Bedingungen sind in Bild 11 dargestellt. Danach ergibt sich, daß das Systemverhalten in verkleinerten Versuchsständen, die mehrdimensionalen Verhältnisse im Reaktordruckbehälter jedoch nur im Originalmaßstab experimentell zu simulieren sind.

In Rechenprogrammen kann nur die Verwendung von 2-Fluid-Modellen den Anforderungen genügen.

Aus der in Bild 12 gezeigten Auflistung der bisherigen und geplanten Experimente geht deutlich hervor, daß die experimentellen Untersuchungen erst mit den im Rahmen des 2D/3D-Projekts geplanten CCTF-, SCTF- und UPTF-Versuchen sowie mit den PKL-Versuchen abgeschlossen sein werden. Insgesamt stehen dann über 200 Versuche in 7 Versuchsanlagen zur Verfügung. Das amerikanische Rechenprogramm TRAC-PF1 kann mehrdimensionale Vorgänge simulieren, während alle anderen Rechenprogramme primär die Vorgänge eindimensional nachbilden. Mehrdimensionale Vorgänge werden mit diesen Rechenprogrammen durch Parallelkanäle und Verbindungsleitungen simuliert. FLUT wird in der Bundesrepublik Deutschland entwickelt und soll im Rahmen des 2D/3D-Projekts parallel zu TRAC eingesetzt werden.

Die Vorgänge bei kleinen Brüchen laufen – wie in Bild 4 gezeigt – relativ langsam ab. Es ist daher evident, daß die Simulation dieser Vorgänge sowohl im Experiment als auch im Rechenprogramm vereinfacht darstellbar ist. In Bild 13 sind die wichtigsten Anforderungen an das Experiment und an das Rechenprogramm aufgeführt. Erschwerend ist die Simulation der relativ vielen Komponenten, insbesondere

der Sekundärkreis und die Regel- und Kontrollsysteme. Für die experimentelle Untersuchung sind Systemexperimente im verkleinerten Maßstab, ergänzt durch Einzeleffekttests, ausreichend. Bei den Rechenprogrammen ist sowohl das thermische Nichtgleichgewicht als auch die Phasenseparation zu simulieren.

In Bild 14 ist wiederum eine Übersicht über die durchgeführten und geplanten Experimente sowie die Rechenprogramme gegeben. Die nach Abschluß der Versuche zur Verfügung stehenden etwa 300 Versuche in 7 verschiedenen Versuchsanlagen sowie die angegebenen fortschrittlichen Rechenprogramme lassen die Bewertung zu, daß die thermo- und fluiddynamischen Vorgänge bei kleinen Brüchen genügend genau erforscht werden. Derzeit sind alle Phänomene bekannt. Die geplanten Experimente und Rechenprogramm-entwicklungen dienen zur Erhöhung der Aussagesicherheit bei der Berechnung der thermo- und fluiddynamischen Vorgänge und des Systemverhaltens.

Der Stand der Untersuchungen zur Wirksamkeit der Notkühlung läßt sich wie folgt zusammenfassen:

Auf dem Gebiet der Notkühlung werden seit etwa 25 Jahren Experimente durchgeführt und Rechenprogramme entwickelt, um den Nachweis zu erbringen, daß die definierten zulässigen Grenzbelastungen nicht überschritten werden.

Anhand von Experimenten werden die bei einem Störfall zu erwartenden physikalischen Phänomene untersucht. Die Störfallabläufe in kommerziellen Reaktoren werden mit Hilfe von Rechenprogrammen simuliert, die an den vorhandenen Experimenten zu verifizieren sind.

Der erreichte Entwicklungsstand ist für die einzelnen Bereiche unterschiedlich zu bewerten:

Große Brüche:

- Die Experimente sowie die Entwicklung und Verifikation der Rechenprogramme sind im wesentlichen abgeschlossen.

Wiederauffüllen und Fluten:

- Die Phänomene sind im wesentlichen bekannt. Zu einer genaueren Quantifizierung, insbesondere der mehrdimensionalen Effekte, sind Großexperimente erforderlich.
- Die Entwicklung und Verifikation fortschrittlicher Rechenprogramme erfolgen parallel zu den Versuchen.

Kleine Brüche:

- Die physikalischen Phänomene sind bekannt. Die laufenden experimentellen Untersuchungen dienen der Erhöhung der Aussagesicherheit.
- Die Entwicklung der Rechenprogramme ist weit fortgeschritten, wobei noch Verbesserungen bei der Simulation von Einzelphänomenen und Einzelkomponenten

Experimentell	Analytisch
geodätische Höhen Volumenverhältnisse Wärmeverluste aktive DE Sekundärkreis	Phasenseparation Gemischspiegel Schichtenströmung DE-Modell Sekundärkreis Regel- u. Kontrollsystem effiziente Numerik (große Zeitschritte)
Gesamtsystem einschl. Sekundärseite in verkl. Maßstab + Einzeleffekttest	Modell mit therm. Nichtgleichgewicht + Phasenseparation

Bild 13: Übersicht über die wichtigsten Anforderungen an das Experiment und Rechenprogramm bei kleinen Brüchen

Experimente	Fortschrittliche Rechenprogr.																					
<table border="0"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">Anzahl d. Versuche (geplant)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>LOFT</td> <td>11 (-)</td> <td rowspan="6">TRAC-PF1/RELAP 5/ RETRAN/DRUFAN/ (CATHARE)</td> </tr> <tr> <td>SS Mod 2A</td> <td>13 (?)</td> </tr> <tr> <td>SS Mod 3</td> <td>22 (?)</td> </tr> <tr> <td>LOBI</td> <td>3 (12)⁺</td> </tr> <tr> <td>PKL</td> <td>87* (-)</td> </tr> <tr> <td>TPTF</td> <td>- (100)</td> </tr> <tr> <td>LSTF</td> <td>- (45)</td> <td rowspan="2">Bewertung Entwicklung und Verifikation wird laufend verbessert</td> </tr> <tr> <td>+ A-Matrix</td> <td>* 75 stationär</td> </tr> </table>		Anzahl d. Versuche (geplant)		LOFT	11 (-)	TRAC-PF1/RELAP 5/ RETRAN/DRUFAN/ (CATHARE)	SS Mod 2A	13 (?)	SS Mod 3	22 (?)	LOBI	3 (12) ⁺	PKL	87* (-)	TPTF	- (100)	LSTF	- (45)	Bewertung Entwicklung und Verifikation wird laufend verbessert	+ A-Matrix	* 75 stationär	
	Anzahl d. Versuche (geplant)																					
LOFT	11 (-)	TRAC-PF1/RELAP 5/ RETRAN/DRUFAN/ (CATHARE)																				
SS Mod 2A	13 (?)																					
SS Mod 3	22 (?)																					
LOBI	3 (12) ⁺																					
PKL	87* (-)																					
TPTF	- (100)																					
LSTF	- (45)	Bewertung Entwicklung und Verifikation wird laufend verbessert																				
+ A-Matrix	* 75 stationär																					
<table border="0"> <tr> <td colspan="2">Bewertung</td> </tr> <tr> <td>Phänomene bekannt</td> <td>Abchluß ca. 2 Jahre nach Abschluß der Experimente</td> </tr> <tr> <td>Experimente erhöhen die Aussagesicherheit</td> <td></td> </tr> </table>	Bewertung		Phänomene bekannt	Abchluß ca. 2 Jahre nach Abschluß der Experimente	Experimente erhöhen die Aussagesicherheit																	
Bewertung																						
Phänomene bekannt	Abchluß ca. 2 Jahre nach Abschluß der Experimente																					
Experimente erhöhen die Aussagesicherheit																						

Bild 14: Übersicht über durchgeführte und geplante Experimente und Rechenprogramme bei kleinen Brüchen

durchzuführen sind. Die Verifikation erfolgt parallel zu den Experimenten.

Die bisherigen Experimente und Analysen haben ausnahmslos gezeigt, daß die Auslegung der Notkühlssysteme zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfälle ausreicht. Die laufenden und noch geplanten Experimente und Analysen dienen zu einer genaueren Erfassung des realen Anlagenverhaltens (best estimate) und damit zur weiteren Erhöhung der Aussagesicherheit.

Best-Estimate-Analyse von Kernzuständen bei eingeschränkter Notkühlung

Von F. Mayinger¹⁾

Im Genehmigungsverfahren ist es üblich, von konservativen, d.h. für die Wirksamkeit der Notkühlung pessimistischen Annahmen bei der Berechnung der Hüllrohrtemperaturen nach einem Kühlmittelverluststörfall auszugehen. Diese konservativen Annahmen, von denen Bild 1 einige beispielhaft aufführt, muß man in solche deterministischen Charakters – z.B. die Nachzerfallsleistung – und in solche probabilistischen Charakters – z.B. Wärmeübergang im Spalt oder Systemverfügbarkeit – unterteilen. International erarbeitete Forschungsergebnisse experimenteller und theoretischer Natur lassen heute die Notkühlanalysen mit physikalisch besser fundierten Ausgangsdaten und Berechnungsmethoden durchführen. Für die numerische Berechnung selbst stehen eine Reihe hochentwickelter und den neuesten experimentellen Ergebnissen gut angepaßter Rechenprogramme (Bild 2) zur Verfügung. Den größten Einfluß auf die Überschätzung der Hüllentemperaturen während und nach dem Kühlmittelverluststörfall hat die im Genehmigungsverfahren praktizierte Außerachtlassung der Wirksamkeit des aus den Druckspeichern kommenden Notkühlwassers und des Dampfwassergemisches im Reaktordruckbehälter während der End-of-Blowdown-Phase. Versuche im PKL-Versuchsstand [1] zeigten, daß in der End-of-Blowdown-Phase auch die hochbelasteten Brennstäbe bereits benetzt werden, während die Notkühlanalyse des Genehmigungsverfahrens ein erstes Temperaturmaximum vorhersagt, und daß auch während der Wiederauffüllphase die Temperaturen weit unter den Werten bleiben, die im Genehmigungsverfahren unterstellt werden (Bild 3).

Sowohl in der deutschen Risikostudie – Phase A – als auch in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie wird angenommen, daß bei Unterschreiten der in den Sicherheitskriterien geforderten Mindestverfügbarkeit von Notkühlrichtungen Kernschmelzen eintritt. Neue Untersuchungen zeigen, daß diese Annahmen sowohl für große als auch für kleine Lecks wesentlich zu pessimistisch sind. Ausführliche Berechnungen über die Kühlung des Reaktorkernes und sein Temperaturverhalten beim Kühlmittelverluststörfall unter den Bedingungen teilweise und zeitweise massiv ausgefallener

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

- Leistungsdichteverteilung (Heißstellenfaktor)
- Nachzerfallsleistung
- Wärmeübergang im Spalt zwischen Tablette und Hüllrohr
- Wärmeübergang Hüllrohr – Fluid in der Zwischenphase
- Systemverfügbarkeit (Einzelfehler, Notstrom)

Bild 1: Wichtige Einflußgrößen beim Vergleich „Best Estimate“ und konservative Notkühlanalyse

Notkühlsysteme – jenseits der Sicherheitskriterien – wurden im Rahmen von Forschungsverträgen mit dem BMFT von GRS [2], KWU [3] und BBR [4] durchgeführt. Hierbei zeigte es sich, daß die Druckspeicher vollständig ausfallen könnten und eine Niederdruckpumpe ausreicht, um die maximale Hüllrohrtemperatur auch im Heißstab unterhalb der in den Sicherheitskriterien vorgegebenen Höchstgrenze von 1200 °C

	Konservative Analyse		Best-Estimate-Analyse	
	USA	BRD	USA	BRD
1. Große Lecks			TRAC-PD2 TRAC-PF1	DRUFAN-02
– Blow-down	Relap4/ Mod5 Relap4/ Mod6	Bruch, Leck		
– Fluten – Kern-aufheizung		Reflos, Wak		
	Theta-1B	Tempa, Bethy		
2. Kleine Lecks	Relap4/ Mod6		TRAC-PF1 Relap5/ Mod1	DRUFAN-02

Bild 2: Zusammenstellung von Rechenprogrammen zur Notkühlanalyse

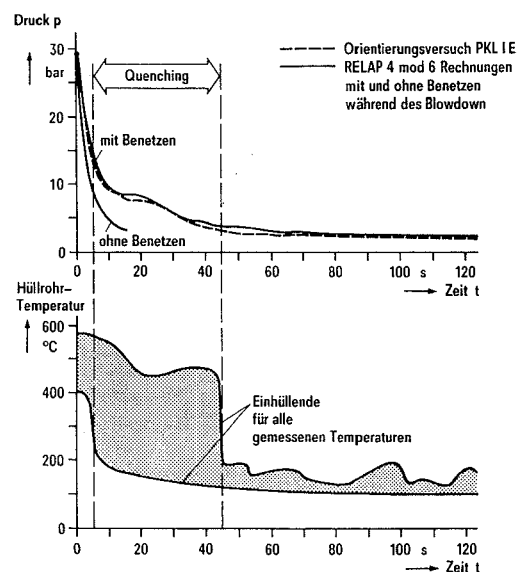


Bild 3: End-of-Blowdown-Messung im PKL-Versuchsstand

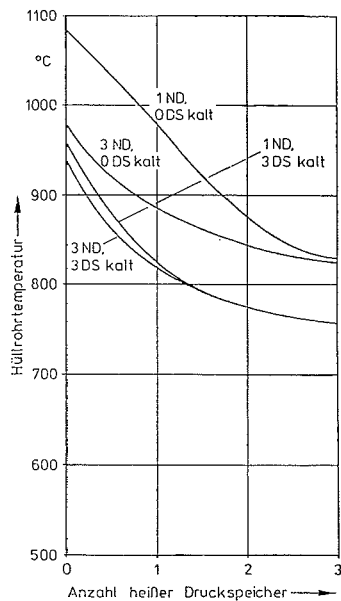


Bild 4: Maximale Hüllrohrtemperaturen für den Heißstab

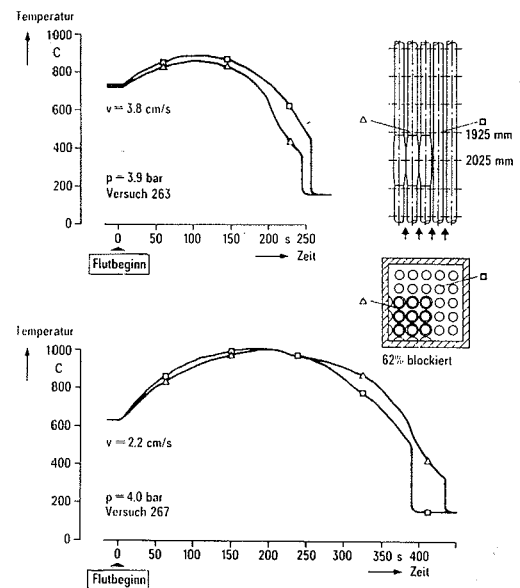


Bild 6: FEBA-Flutversuche: Hüllrohrtemperaturen in einem teil-blockierten Bündel (KfK)

zu halten (Bild 4). Für den Normalstab würde dabei die Hüllrohrtemperatur kaum über 800 °C ansteigen (Bild 5). Ein Aufblähen der Hüllrohre, was unter diesen Bedingungen durchaus zu erwarten ist, würde die Kühlfähigkeit nicht nennenswert beeinflussen (Bild 6), wie Versuche bei KfK [5] zeigten. Druckspeicher sind passive Systeme und damit in ihrer Verfügbarkeit äußerst hoch einzuschätzen. Man muß bei Risikobetrachtungen deshalb eher die Annahme treffen, daß von 8 Druckspeichern des Notkühlsystems eines modernen Druckwasserreaktors 7 wirksam sind, aber die Niederdruckpumpe verspätet einsetzt. Selbst bei Ausfall aller Niederdruckpumpen verbliebe eine Karenzzeit von nahezu 30 Minuten (Bild 7), bis zumindest eine der Pumpen wieder in Gang gebracht sein müßte.

Bei kleinen Lecks und bei Störfalltransienten, ohne Kühlmittelverlust, erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Core hauptsächlich über die Dampferzeuger, wobei der Wärmetransport dorthin durch freie Konvektion aufrechterhalten wird. Damit kommt dem Notspeisesystem (Bild 8) für die Kühlung des Kerns zentrale Bedeutung zu. Der Wärmetransport zum Dampferzeuger unter den Bedingungen der freien Konvektion kann einphasig oder zweiphasig in Form eines Dampf/Wasser-Gemisches erfolgen. Selbst wenn der Primärkreis weitgehend leer ist, da die Hochdruckeinspeisepumpen nicht genügend Wasser nachfüllen, wird dieser Wärmetransport durch reine Dampfströmung aus dem Kern zum Dampferzeuger und im Gegenstrom dazu rücklaufendes Kondensat aufrechterhalten. Hierbei sind geringe Temperaturunterschiede zwischen Primär- und Sekundärseite des Dampferzeugers als treibende Kraft für den Wärmetransport und mäßige Mengenströme ausreichend (Bild 9), wie Messungen im PKL-Versuchsstand [6] zeigten.

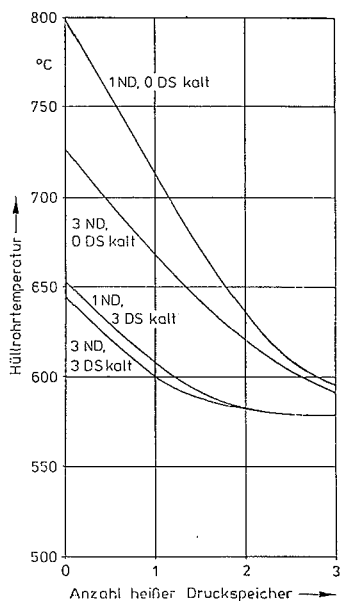


Bild 5: Maximale Hüllrohrtemperaturen für den Normalstab

Großes Leck				
Leckgröße	Systemverfügbarkeit			Ergebnis, maximale Hüllrohrtemperatur
	Sicherheits-einspeise-pumpe	Druck-speicher	Nach-kühl-pumpe	
2F kalter Strang	—	—	1	1250 °C
2F kalter Strang	—	7	—	nach 32 Minuten 1900 °C nach 29 Minuten 1200 °C

Bild 7: Tolerierbare Ansprechverzögerung der Niederdruck-Nachkühlpumpe bis lokales Kernschmelzen einsetzen würde

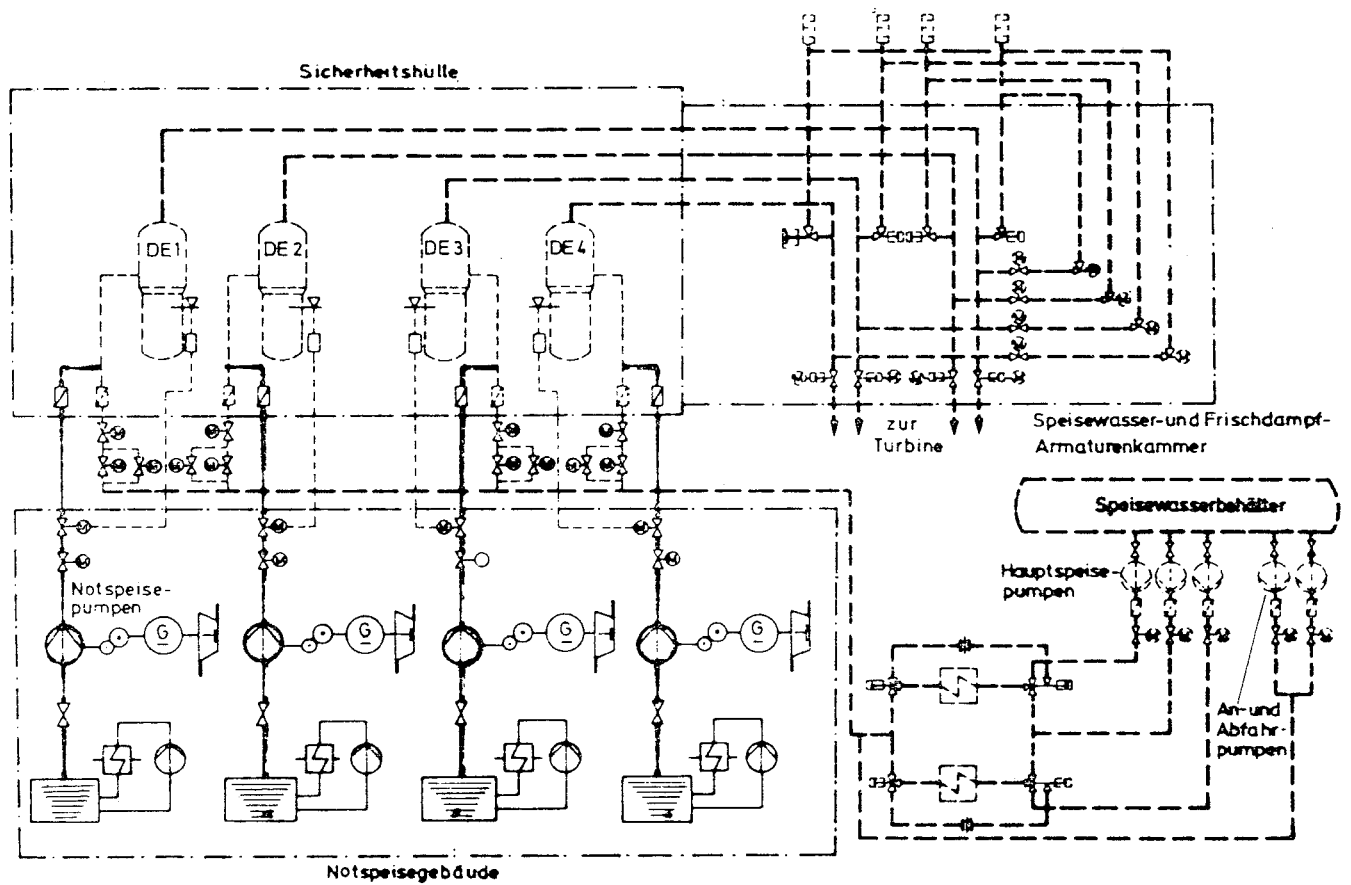


Bild 8: Notspeisesystem 1300-MWe-Anlage

Bei der Verdampfungs-Kondensations-Kühlung – im englischen als „Reflux Boiler Condenser Mode“ bezeichnet – können nicht kondensierbare Gase, wie z.B. Stickstoff, der im Notkühlwasser gelöst war, oder Füll- und Spaltgase aus beschädigten Brennstabhüllen den Wärmeübergang bei der Kondensation im Dampferzeuger beeinträchtigen. Die Reserven für diesen Wärmeübergangsmechanismus sind aber so groß, daß selbst bei einer Verschlechterung des Wärmeübergangskoeffizienten um den Faktor 4–5 noch keine unzulässigen Temperaturdifferenzen (Bild 10) zwischen Primär- und Sekundärseite des Dampferzeugers auftreten, die eventuell die Kühlung des Kernes beeinträchtigen könnten. Versuche in der PKL-Anlage haben weiterhin gezeigt, daß auch ein Absinken des Wasserstandes im Kern (Bild 11) und ein weitgehendes Trockenlegen der Dampferzeuger die Brennstäbe nicht in unzulässigem Maße beeinflussen. Schaumbildung im Kernbereich durch heftige Siedevorgänge bewirkt, daß die Brennstäbe auch im oberen Bereich noch benetzt werden, selbst dann, wenn ohne diese Dampfblasen- und Schaumbildung der Wasserspiegel bereits auf Kernmitte abgesunken wäre (Bild 11).

Bei kleinen Lecks fällt den Hochdruck-Notkühlpumpen – auch Sicherheitseinspeisepumpen genannt – die Aufgabe zu, Kühlmittel in den Primärkreis zu fördern. Für sehr kleine Leckagen reicht allerdings meist das Volumenregelsystem aus, um den Kern mit Wasser bedeckt zu halten. Wird die Sekundärseite der Dampferzeuger sofort nach Erkennen des Störfalles durch Abgabe von Dampf über das Druckentlastungsventil abgefahren, so kann selbst bei mittleren Leckagen – 50 bis 100 cm² – Notkühlwasser aus einer oder mehreren Sicherheitseinspeisepumpen um 10 bis 20 Minuten verzögert in den Kern gefördert werden, ohne daß die Tem-

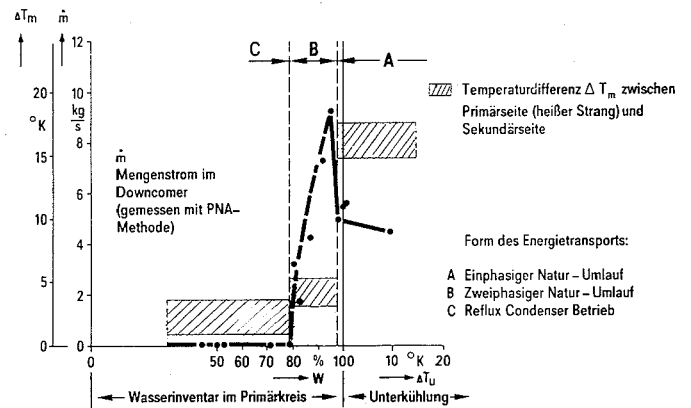


Bild 9: Massentransport und Temperaturgefälle im Primärkreis bei kleinen Lecks (PKL-Versuch)

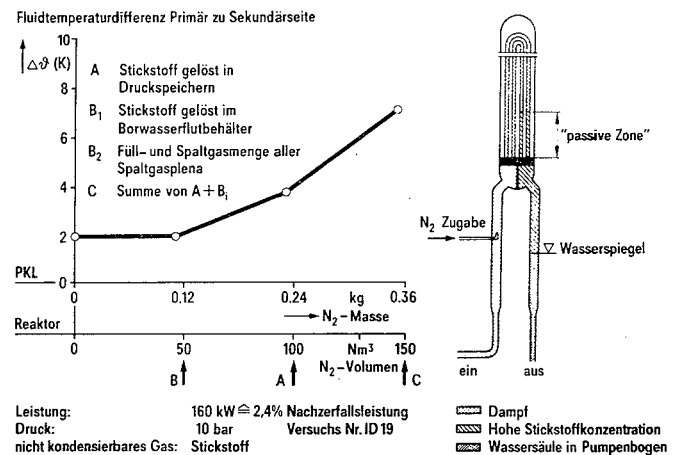


Bild 10: Einfluß nicht kondensierbarer Gase auf das treibende Temperaturgefälle im Dampferzeuger

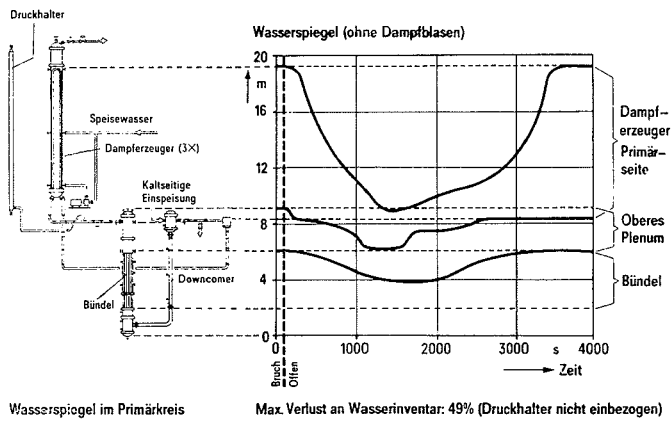


Bild 11: PKL-Versuch — kleines Leck ($\approx 80 \text{ cm}^2$), kaltseitige Einspeisung des Notkühlwassers

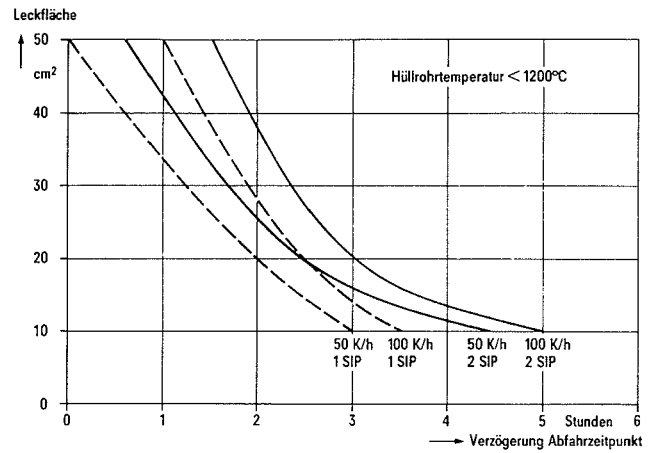


Bild 13: 1300-MW-DWR, Notkühlanalyse für reduzierte Systemverfügbarkeit und verzögertes Abfahren des Dampferzeugers

Best-Estimate-Notkühlanalysen für hypothetische Ausfallkombinationen der Einspeisesysteme auf der Primärseite (Sek. Seite 100 K/h)

Kleines Leck

Leckgröße	Systemverfügbarkeit			maximale Hüllrohrtemperatur
	Sicherheits-einspeise-pumpe	Druck-speicher	Nach-kühl-pumpe	
12 cm ²	—	1	1	< 1200 °C
25 cm ²	—	3	1	< 1200 °C
100 cm ²	1	—	1	< 1200 °C
12 cm ²	1	—	1	< 1200 °C
	(1 Stunde verzögert)			
25 cm ²	1	—	1	< 1200 °C
	(1 Stunde verzögert)			
50 cm ²	1	—	1	< 1200 °C
	(20 Minuten verzögert)			
100 cm ²	1	—	1	< 1200 °C
	(10 Minuten verzögert)			

Bild 12: Tolerierbare Verzögerungen und Teilausfälle von Sicherheitssystemen bei kleinen Lecks

peraturen der Hüllrohre die im Genehmigungsverfahren gesetzte Grenze von 1200 °C überschreiten (Bild 12). Bei einer Leckage von 25 cm² müssen im Verlauf des Abkühlvorganges nach einiger Zeit entweder 3 Druckspeicher verfügbar sein oder es muß eine Sicherheitseinspeisepumpe nach einer Stunde in Betrieb gesetzt sein.

Man kann schließlich auch unterstellen, daß die Druckentlastung und damit das Abfahren der Sekundärseite der Dampferzeuger zeitlich verzögert erfolgt. Wie Bild 13 zeigt, darf bei einer anschließenden Abfahrgeschwindigkeit von

100 K/h und bei Verfügbarkeit von nur einer Sicherheitseinspeisepumpe diese Verzögerung im Falle von kleinen Lecks — rund 10 cm² — und bei mittleren Lecks — 50 cm² — noch eine Stunde betragen.

Zwischen den Bedingungen voll funktionierender Notkühlung und der Kernaufheizung bis zum Coreschmelzen existiert demnach ein sehr großer und stetig verlaufender Übergangsbereich, dem bei Risikobetrachtungen Kredit gegeben werden sollte. Die Ergebnisse zeigen aber auch, daß bei Ausfall von Notkühl-Teilsystemen eine für Handmaßnahmen durchaus ausreichende Zeit zur Verfügung steht, bis die im Genehmigungsverfahren gesetzten Temperaturgrenzen überschritten würden, und es läßt sich leicht abschätzen, daß bis zur Ausbildung erster Schmelznester nochmals Minuten bis Stunden vergehen würden. Deshalb sollte bei Betrachtungen zum Reaktorschutzsystem und zu Sicherheitsanalysen der Möglichkeit eines schadensmindernden Eingreifens der Bedienungsmannschaft durchaus Kredit gegeben werden.

Schrifttum

- [1] Brand, B., D. Hein und P. Weiss: PKL I Findings — PKL II Plans. Paper of 9th Water Reactor Safety Information Meeting, Gaithersburg, USA, 1981
- [2] Keusenhoff, J.: Untersuchung der Ausgangsbedingungen für Kernschmelzvorgänge bei Ausfall beliebiger Kombinationen von Notkühlssystemen; 3. Teilbericht: Best-Estimate-Rechnungen für große Lecks eines KWU-Druckwasserreaktors, Core-weite Analyse des Brennstabverhaltens. GRS-A-307 (unveröffentlicht)
- [3] Best-Estimate Notkühlrechnungen für hypothetische Ausfallkombinationen der Notkühlssysteme bei DWR's. RS 306, KWU RE 23/012/79 und KWU RE 23/013/79
- [4] Kernnotkühlanalysen im Rahmen des Forschungsprojekts Kernschmelzen. RS 310, BBR F+E-Bericht Nr. 902-J 521/1979
- [5] Erbacher, F. J.: Das Deformationsverhalten von Zirkaloy-Hüllrohren beim Kühlmittelverluststörfall und seine Wechselwirkung mit der Kernnotkühlung. Jahreskolloquium Projekt Nukleare Sicherheit, KfK 3270, Februar 1982
- [6] Mandl, R., und P. Weiss: PKL Tests on Energy Transfer Mechanisms During Small-Break LOCAs. Nuclear Safety, Vol. 23, No. 2, 1982
- [7] Hein, D., R. Rippel und P. Weiss: The Distribution of Gas in a U-Tube Heat Exchanger and its Influence on the Condensation Process. 7th International Heat Transfer Conference, Paper Nr. 12, Munich, 1982

Untersuchungen zur Funktionstüchtigkeit von Sicherheitseinrichtungen

Von K. Riedle¹⁾

1. Einleitung

Die Anforderungen an die Sicherheitseinrichtungen eines Kernkraftwerkes ergeben sich aus dem vorgegebenen Schutzziel (Abschaltung des Reaktors, Nachwärmeabfuhr, Verhinderung unzulässiger Aktivitätsfreisetzung) und den unterstellten Störfällen (Kühlmittelverlust, Notstrom, Einwirkungen von außen etc.).

Am Beispiel des Druckwasserreaktors (DWR) sind in Bild 1 diese Sicherheitseinrichtungen schematisch eingezeichnet; wir erkennen Primärkreis, Druckhalter, Steuerstäbe, Containment, Not- und Nachkühlsystem, Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe. Das Eingreifen der Sicherheitseinrichtungen ist für den Störfall aber nur gewährleistet, wenn für die einzelnen Komponenten, aus denen das System besteht, die Funktionstüchtigkeit für diesen Lastfall besteht.

Dieser Begriff Funktionstüchtigkeit umfaßt zwei Aspekte:

- die grundsätzliche (deterministische) Fähigkeit der Komponenten, unter den Belastungen des Störfalls die geforderte Funktion zu erbringen, im folgenden als Funktionsfähigkeit bezeichnet;
- die Zuverlässigkeit ist eine probabilistische Größe, die angibt, wie häufig die Komponente, für die der grundsätzliche Funktionsfähigkeitsnachweis erbracht ist, ohne systematische Ursache ausfällt. Sie wird ermittelt aus Betriebserfahrung, Wiederholungsprüfungen, seltener aus Laborexperimenten, dies ist in der deutschen Risikostudie (DRS) ausführlich beschrieben.

Die Funktionsfähigkeit, auf die wir uns im folgenden beschränken, wird durch entsprechende Auslegung, Konstruktion und Materialwahl für die Komponente erzielt und durch Funktionsfähigkeitsnachweise sichergestellt. Dafür sind mehrere Schritte erforderlich. Aus dem Störfall (Bild 2) ergeben sich die Belastungen der Komponenten, die zu der Beanspruchung der Komponente führen, die mit zulässigen Grenzwerten, z.B. Festigkeit, verglichen werden.

Diese Nachweisschritte können sowohl analytisch als auch experimentell durchgeführt werden, wobei im Falle des analytischen Nachweises aktiver Komponenten ein zusätzliches Funktionskriterium gefunden werden muß.

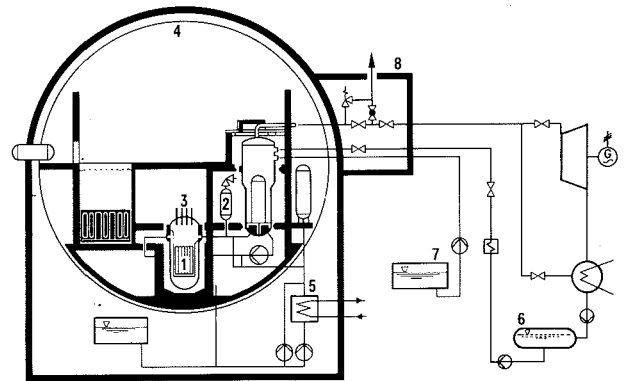
In diesem Bild sind auch die 3 Beispiele aufgeführt, über die im folgenden berichtet wird:

- eine passive Komponente, Rohrleitung im Lastfall Erdbeben,
- zwei aktive mechanische Komponenten, nämlich Armaturen beim Störfall LOCA und ATWS, sowie
- eine elektrische Komponente beim Lastfall Langzeitnachkühlung.

2. Funktionsnachweis Rohrleitungen

Beim 1. Beispiel einer Rohrleitung beim Lastfall Erdbeben ist die geforderte Funktion Dichtigkeit und Bereitstellen des Strömungsquerschnittes. Diese passive Funktion wird durch den

Nachweis der Integrität bereits abgedeckt, der bislang fast ausschließlich analytisch geführt wird, doch mit getrennten Programmen für den Schritt Belastungen, d.h. Kräfte und Momente, und Beanspruchungen, d.h. Spannungen in Rohrleitungen und Unterstützungen. Für die Verifikation der verwendeten Rechenprogramme wurden im Rahmen des HDR-Programms sowohl Versuche und Nachrechnungen zum Thema Boden-Bauwerk-Wechselwerk als auch zum dynamischen Verhalten von Strukturen, insbesondere Rohrleitungen, durchgeführt. Gegenstand der Verifikation war sowohl die Modellabbildung als auch die Überprüfung von Eingangsparametern für die Rechenverfahren. Da im Rahmen des HDR-Statusgesprächs ausführlich über Modellabbildung berichtet wurde, soll hier der Eingangsparameter „Dämpfung“, wie er sich aus HDR-Messungen ergibt, mit Messungen, die von der KWU im Kraftwerk Krümmel durchgeführt wurden, verglichen werden.



- 1 Primärkreis + Einbauten
- 2 Druckhalter + Ventile
- 3 Steuerstäbe + Antrieb
- 4 Containment
- 5 Not- und Nachkühlsystem
- 6 Speisewassersystem
- 7 Notspisewassersystem
- 8 FD - Abgabe

Bild 1: Sicherheitseinrichtungen eines DWR

Komponente	Rohrleitung	DWR - DH - Sicherheitsventil, SWR S + E - Ventil	Stellantrieb
Funktion	Dichtigkeit und freier Querschnitt	Öffnen und Schließen	Drehmoment
Lastfall	Erdbeben ↓ Dämpfung	ATWS ↓	LOCA, Nachwärmeabfuhr ↓
Belastung	Kräfte, Momente ↓	Druck-Temperaturtransiente ↓	Druck, Temp., Feuchte, Strahlung ↓
Beanspruchung	σ, ϵ ↓		
Festigkeit, Funktionskriterium	$\sigma \leq \sigma_{zul}, (\epsilon \leq \epsilon_{zul})$ ↓	$h(t)$ ↓	$M_d(t), R \geq R_{zul}$ ↓
Nachweisschritt:	↔ analytisch	↔ analytisch	→ experimentell

Bild 2: Nachweis der Funktionsfähigkeit von Komponenten

¹⁾ Dr. Klaus Riedle ist Leiter des Bereiches R5 der Kraftwerk Union AG in Erlangen.

Der Parameter „Dämpfung“ ist ein Maß für die je Schwingung disziplizierte Energie, hervorgerufen durch sehr unterschiedliche Vorgänge wie reine Materialdämpfung, Stoß- und Reibungsverluste in Unterstüzungen als auch Abstrahlung der Schwingungsenergie in angekoppelte Strukturen.

Bild 3 veranschaulicht den Einfluß der Dämpfung auf die Antwort eines Einmassenschwingers, auf dem Bild als Unterstüzung mit der Masse Rohrleitung dargestellt. Die Überhöhung, d.h. das Verhältnis der Antwort des Einmassenschwingers zu seiner Fußpunktanregung ist in der rechten Hälfte über der Dämpfung aufgetragen. Für eine kontinuierliche harmonische Anregung ist die Überhöhung umgekehrt proportional der Dämpfung. Bei einer sehr kurzen Anregung, die nur aus 4 Perioden besteht, verringert sich der Einfluß der Dämpfung etwas, eine Zunahme der Dämpfung von 2 auf 8 % reduziert das Aufschaukeln aber immer noch auf ein Drittel und gleichermaßen auch die Beanspruchung, z.B. die Spannung am Fußpunkt der Unterstüzungen.

Im HDR wurde sowohl am Speisewassersystem mit Nennweite 450 als auch am Primärdampfsystem mit Nennweite 200 die Dämpfung bei Anregung mit Reißbolzen und Unwuchterregern ermittelt. In der linken Hälfte von Bild 4 sind die ausgezogenen Kurven Mittelwerte dieser HDR-Meßwerte²⁾. Die mit Kreisen und Quadraten eingetragenen Meßwerte stammen von der RA- und TK-Leitung im Kraftwerk Krümmel, beide Nennweite 275. Für diese Meßpunkte wurde als Anregung eine mobile Servohydraulik benutzt. Alle 4 Systeme waren zwischen den Festpunkten durch Hänger und Konstanthänger abgestützt. Im Rahmen der üblichen Schwankungsbreiten von Dämpfungsmessungen ist die Übereinstimmung für die auch in ihrer Verlegung sehr unterschiedlichen Systeme im Heißdampfreaktor Großwelzheim (HDR) und Kernkraftwerk Krümmel (KKK) zufriedenstellend. Aus dem Vergleich der offenen Symbole – Meßwerte ohne Isolierung – mit geschlossenen Symbolen – Meßwerte mit Isolierung – ist der Beitrag, den die Isolierung zur Dämpfung liefert, erkenntlich.

Beiden Meßvorhaben ist gemeinsam, daß die Beanspruchungen relativ niedrig bleiben. In der rechten Hälfte des Bildes 4 sind die KKK-Dämpfungswerte über der maximalen Spannung aufgetragen. Mit der verfügbaren Servohydraulik wurden an den höchstbelasteten Stellen nur Spannungen bis zu etwa 0,5 S_m erreicht, d.h. 1/6 der für das Sicherheitserdbeben zulässigen Spannung. Extrapolieren wir den hier schwach erkennbaren Trend, Zunahme der Dämpfung mit höherer Spannungsausnutzung, so scheinen für Rohrleitungssysteme dieser Nennweiten bei hohen Anregungen weit höhere Dämpfungswerte als die in den Regeln für SSE zugelassenen 2 % zuzutreffen und damit drastische Sicherheitsmargen bereits in der Ermittlung der Belastungen vorzuliegen.

3. Aktive Komponenten, Armaturen

Mit ca. 15000 Stück gehören Armaturen zu den zahlreichsten Komponenten in einem Kernkraftwerk. Sicherheitstechnisch besonders wichtige Armaturen sind die Primärsicherheits- und Abblaseventile, die beim DWR und SWR für die Störfälle Notstrom, ATWS zur Überdruckabsicherung des Primärkreises und zur kurzzeitigen Energieabfuhr erforderlich sind. Das Versagen dieser Armaturen in Offenstellung führt außerdem zum Störfall kleines Leck; man denke an den Störfall TMI.

Schon lange vor diesen Störfällen war mit Unterstützung des BMFT ein Untersuchungsprogramm für das DH-Sicherheitsventil und den Störfall ATWS bei der KWU begonnen wor-

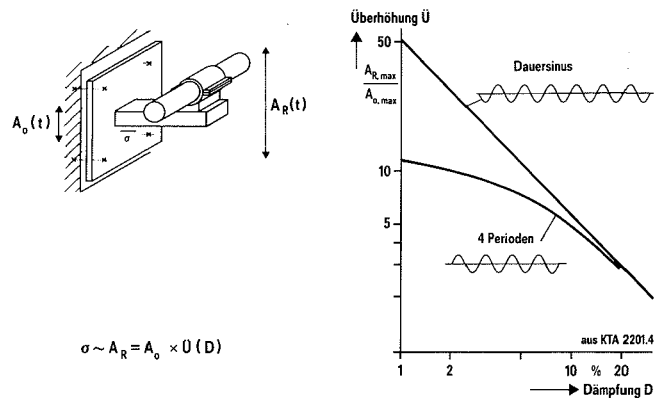


Bild 3: Einfluß der Dämpfung beim Einmassenschwinger auf die Überhöhung von Erregung zu Antwort

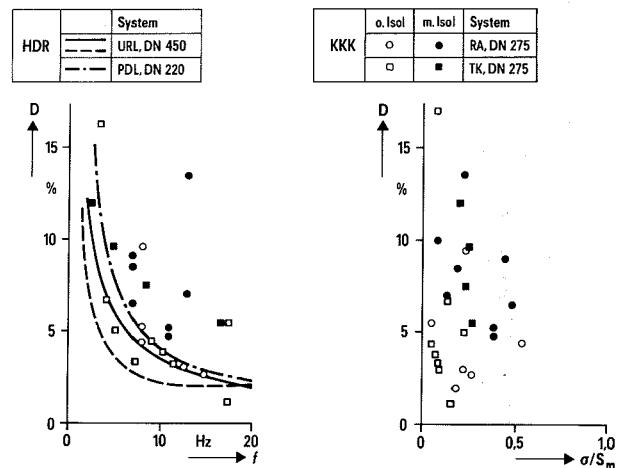


Bild 4: Dämpfungswerte gemessen im HDR und KKK – Einfluß der Frequenz und des Spannungsniveaus

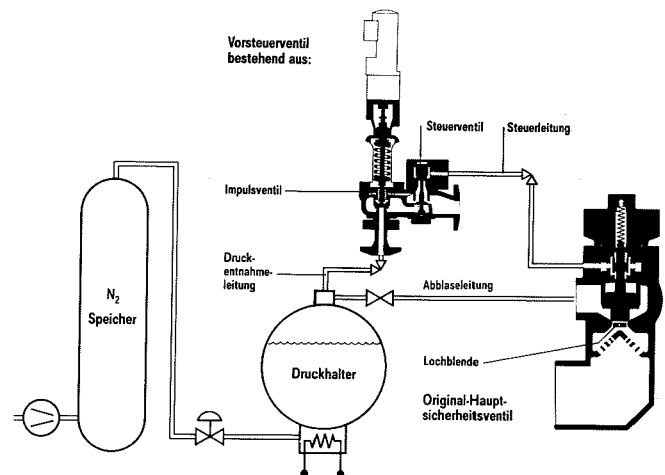


Bild 5: Versuchseinrichtung für DH-Sicherheitsventil (ATWS) Phase I – ohne Durchsatz am Hauptventil

²⁾ Ware, A.G.: A Survey of Experimental Determined Damping Values in Nuclear Power Plant Piping Systems; EGG-EA 5581

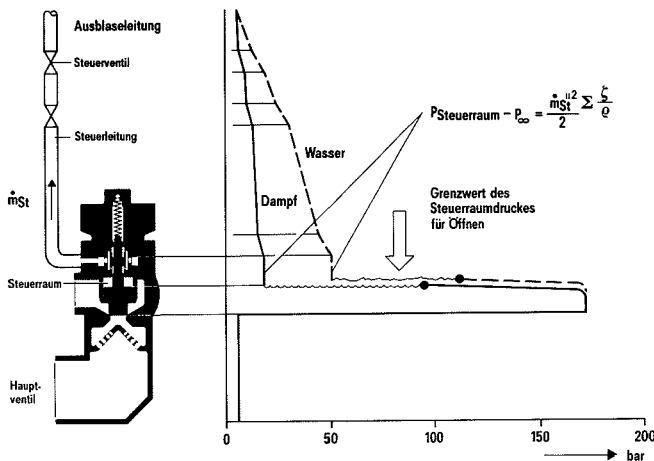


Bild 6: Druck über Sicherheitsventil und Steuerleitung (bei festgehaltenem Kolben) – Einfluß der Anströmung mit Dampf oder Wasser

den. Dazu wurde in einem ersten Schritt das Ventilsystem, siehe auch Bild 5, bestehend aus Vorsteuerventil, Hauptventil und den verbindenden Rohrleitungen wie Druckentnahmeleitung, Steuerleitung und Abblaseleitung im Maßstab 1 : 1 nachgebildet.

Die Drucktransiente des Primärsystems wird im Versuchstand durch einen aufgeschalteten Stickstoffspeicher simuliert. Nach Öffnen eines Ventils zwischen N₂-Speicher und Druckhalter (DH) steigt der Druck bis zum Ansprechen des Vorsteuerventils. Das abströmende Fluid stößt die Prallplatte auf, die ihrerseits die Steuerleitung des Hauptventils freigibt. Durch die Entlastung der Steuerleitung sinkt der Druck im Raum oberhalb des Steuerkolbens, bis der unter diesem Kolben anstehende Primärdruck das Hauptventil öffnet.

Aufgrund der Begrenzung des Massenstroms im Versuchstand wurde der Austritt des Hauptventils durch eine Drossel weitgehend verschlossen, d.h. nach Beginn des Öffnungsvorgangs fehlen am Kegel des Hauptventils die Strömungskräfte, so daß sich die Dynamik des Öffnungsvorgangs und die Belastung der Abblaseleitung aus diesen Versuchen nicht ermitteln läßt. Trotzdem kann aber die Funktion Öffnen und Schließen untersucht werden, da nach Ansteuerung durch das Vorsteuerventil sich große Kraftreserven am Steuerkolben des Hauptventils aufbauen.

Im Rahmen des Versuchsprogramms wurde sowohl der Normalbetrieb, d.h. Anströmen mit Dampf, vor allem aber der Störfall ATWS untersucht, bei dem auch Wasser mit einer Unterkühlung bis 12 K vor den Ventilen anstehen kann. Aus den Versuchsergebnissen kann man z.B. die verfügbaren Stellkräfte beim Öffnen am Hauptventil ermitteln, die neben dem Flächenverhältnis Sitz/Steuerkolben von der Druckdifferenz zwischen Primärdruck und Druck im Steuerraum abhängen. Zum Beispiel bei einem Primärdruck von 170 bar beginnt der Öffnungsvorgang, wenn der Steuerdruck auf ca. 80 bar abgesunken ist. Die maximalen Stellkraftreserven erhält man, wenn man sich nach Öffnen des Vorsteuerventils den Kolben des Hauptventils festgehalten denkt und, wie in Bild 6, eine stationäre Bilanz erstellt. Dabei wird deutlich, daß dieser Steuerdruck sich aus der Summe der Druckverluste über Steuerleitung, Steuerventil und Ausblaseleitung von rückwärts her aufbaut, d.h. bestimmt wird durch den abzuführenden Massenstrom und die Summe der Widerstände, dividiert durch die jeweilige Dichte. Der abzuführende Massenstrom setzt sich neben der transienten Entlastung des Steuerraums aus dem Leckagestrom über den Steuerkolben zusammen.

Hier setzt nun der wesentliche Unterschied zwischen der Anströmung mit Dampf und Wasser ein. Bei gleichem Primärdruck liegt der kritische Massenstrom über der Spalte am Steuerkolben bei Wasser um den Faktor 2–3 höher als bei Dampf, und aufgrund der Nachverdampfung des Wassers baut sich über die entsprechenden Widerstände ein wesentlich höherer Druckverlust und damit Steuerdruck auf. Bis zu einer Unterkühlung von 30–40 K bleibt der Steuerdruck deutlich unter dem Grenzwert von 80 bar, die Kraftreserven haben aber abgenommen.

Mit dieser Erklärung sind aber auch die Abhilfemaßnahmen bereits erkenntlich: einmal eine Verringerung des Leckagestroms, z.B. durch Einbau von Kolbenringen, wobei eine definierte Überströmbohrung ein ausreichend schnelles Auffüllen des Steuerraums für das Schließen gewährleisten muß. Die zweite Maßnahme greift an den Widerständen an, z.B. durch Vergrößerung des Querschnittes von Steuerleitung, Steuerventil und Ausblaseleitung.

Um das dynamische Verhalten eigenmediumgesteuerter Armaturen beschreiben zu können, wurde u.a. bei der KWU ein Rechenprogramm entwickelt. Die Schwierigkeiten liegen vor allem bei der genauen Bestimmung zweiphasiger Massenströme durch enge Überströmquerschnitte und Steuerleitungen sowie bei der Kraft, die die Strömung auf den Ventilkegel ausübt. Da der zweite Term in den oben erwähnten DH-SiV-Versuchen nicht korrekt nachgebildet wurde, ist für den Vergleich Rechnung – Messung ein zweites gefördertes Versuchsprogramm herangezogen worden, nämlich die Prüfung des S+E-Ventils für den SWR. Diese Armatur wird ebenfalls für die Störfälle kleines Leck, Ausfall Speisewasser und ATWS benötigt und dabei sowohl mit Dampf als auch mit Wasser angeströmt.

In Bild 7 ist der Zeitverlauf von Steuerdruck und Hub für den Schließvorgang aus Messung und Rechnung gegenübergestellt. Nach Schließen des Vorsteuerventils entlastet sich der Steuerraum über die Entlastungsbohrung, bis sich bei einem Steuerdruck von ca. 20 bar der Kolben in Bewegung setzt, beschleunigt und dabei kurzzeitig sogar wieder einen kleinen Anstieg des Steuerdruckes verursacht. Die Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung ist gut, auch wenn das kurze rechnerische Rückschwingen des Kolbens in der Messung nicht beobachtet wurde. Dieses Programm erlaubt einmal eine schnelle Bewertung konstruktiver Änderungen, liefert aber auch, gewisse Erfahrungen mit diesem Werkzeug vorausgesetzt, gute Vorausrechnungen des Zeitverhaltens von Armaturen.

S+E Ventil (Fabrikat B & R)

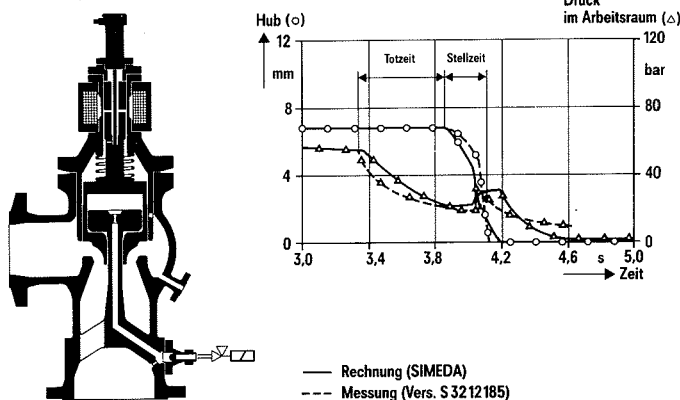


Bild 7: SWR – S+E Ventiltests, Vergleich Rechnung-Messung für den Schließvorgang

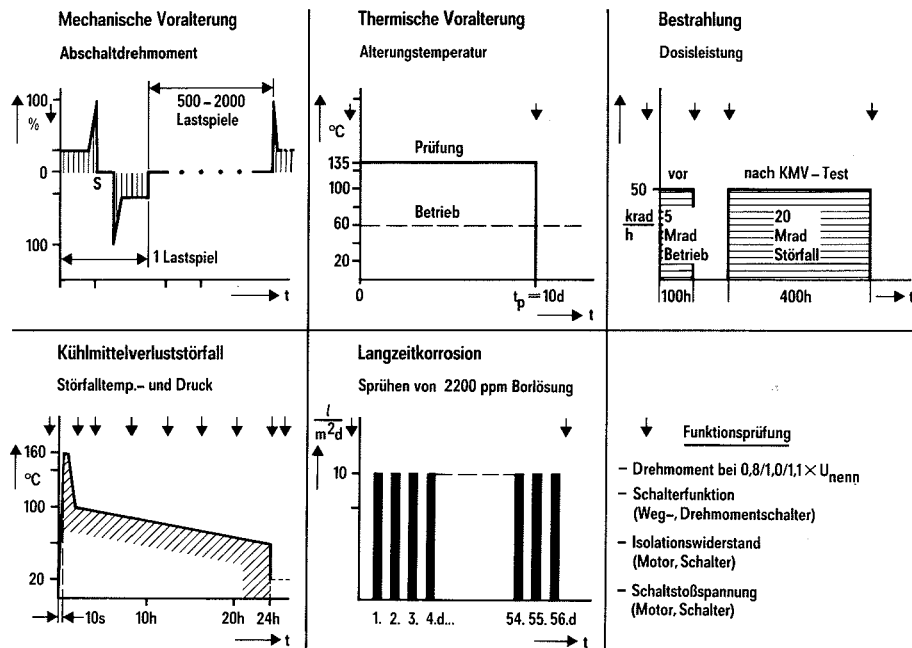


Bild 8: Prüfprogramm für KMV-Qualifizierung eines Stellantriebs

4. Elektrische Komponenten, Störfallfestigkeit

Bei der Beherrschung von Störfällen ist neben der Funktion der erforderlichen mechanischen Komponenten auch deren elektrische Ansteuerung bzw. elektrischer Antrieb erforderlich. Als Beispiel für deren Qualifikation sind elektrische Stellantriebe von Armaturen hervorzuheben, die zur Beherrschung des Kühlmittelverluststörfalls bzw. für die Langzeit-Nachwärmeabfuhr benötigt werden. Diese Funktion muß unter erschwerten Umgebungsbedingungen des Kühlmittelverluststörfalls erbracht werden, z.B. Druck, Temperatur einschließlich einer erhöhten Strahlenbelastung. Dieser Nachweis ist konservativ, außerdem dahin zu führen, daß die Komponente auch am Ende ihrer Reisezeit von 40 Jahren den Störfallbelastungen standhält.

Bild 8 zeigt das experimentelle Prüfprogramm, mit dem sowohl die Voralterung als auch die Störfallbelastungen abgedeckt werden; analytisch können diese Nachweise nicht erbracht werden. Das Programm beginnt mit der mechanischen Voralterung, bei der 500–2000 Lastzyklen – entsprechend der Lastspezifikation des Antriebs – aufgebracht werden, anschließend die thermische Voralterung, die insbesondere den Einfluß einer Betriebstemperatur von 60 °C auf die Kunststoffbauteile z.B. in der Isolierung, in den Schaltern oder Steckern simuliert. Um die Betriebszeit von 40 Jahren auf eine durchführbare Prüfzeit zu reduzieren, wird die Prüftemperatur mit einer Arrhenius-Gleichung auf Werte von etwa 135 °C hochgesetzt und damit verkürzte Prüfzeiten von etwa 10 Tagen erreicht. Die Strahlenbelastung wird in 2 Ab-

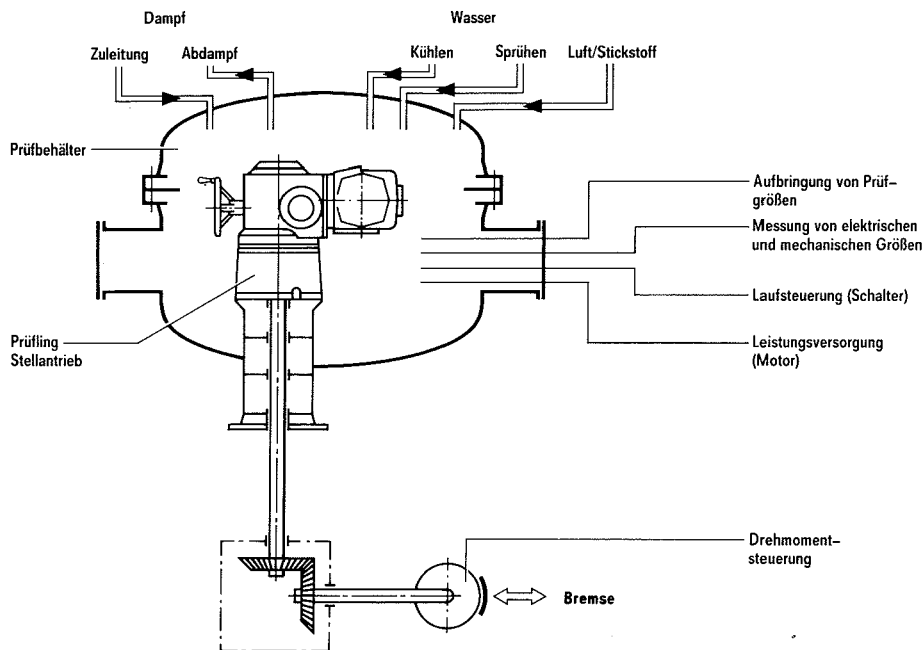
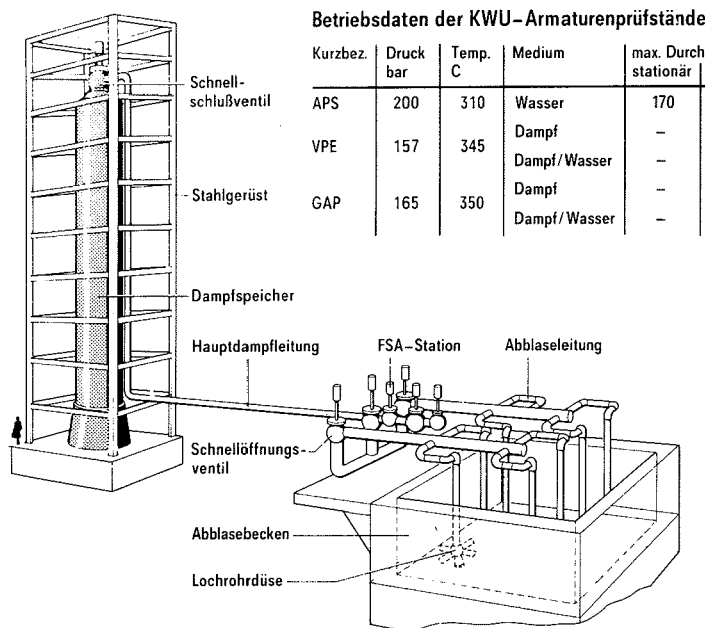


Bild 9: Prüfeinrichtung für KMV-Störfallfestigkeit – Beispiel Stellantrieb



Betriebsdaten der KWU-Armaturenprüfstände

Kurzbez.	Druck bar	Temp. C	Medium	max. Durchsatz kg/s stationär	transient	max. DN mm	Betrieb seit
APS	200	310	Wasser	170	-	400	1968
VPE	157	345	Dampf	-	200	350	1975
GAP	165	350	Dampf/Wasser	-	400	700	1982
			Dampf	-	2000		
			Dampf/Wasser	-	4000		

Bild 10: Großarmaturen-Prüfstand mit Prüfling FD-Armaturenstation (FSA-Station)

schnitten aufgebracht. Eine Dosis von 5 Mrad simuliert den Betrieb, anschließend an den KMV-Test wird mit einer Dosis von 20 Mrad die Aktivitätsfreisetzung im Containment nach dem Störfall simuliert. Die thermische Belastung während und nach dem Störfall wird durch eine Transiente von Druck, Temperatur und Feuchte mit Maximaldrücken von ca. 6 bar und Temperaturen bis 160 °C nachgebildet. Der Einfluß der Langzeitkorrosion wird in einem Zyklus von 56 Tagen mit täglicher Besprühung mit Borlösung untersucht.

Die Pfeile in den einzelnen Belastungsdiagrammen geben die geforderten Funktionsprüfungen an, die vor, nach oder während der Belastung durchzuführen sind. Diese Funktionsprüfungen enthalten das Aufbringen des Drehmoments bei 0,8 bis 1,1 der Nennspannung, Überprüfung der Endschalter, des Isolationswiderstandes einschließlich des Aufbringens von Schaltstößen mit Spannungen bis zu 5000 V.

Bild 9 zeigt schematisch eine solche Prüfeinrichtung, bestehend aus einem Prüfbehälter, dem Prüfling und den Belastungseinrichtungen, wie Dampf, Wasser, Luft, der Beaufschlagung mit Prüf- und Meßgrößen, wie z.B. der ansteuerbaren Bremse für die Drehmomentbelastung. Rechnet man nur die reine Prüfzeit, ergeben sich etwa 90 Tage, woraus sich zwangsläufig die Notwendigkeit für eine Automatisierung dieser Prüfung ergibt und der Wunsch, durch einhüllende Prüfbedingungen die Komponente für verschiedene Aufstellungsorte, Störfälle und Kraftwerke zu qualifizieren. Die bisherigen Versuche haben insbesondere zu Verbesserungen an den Abdichtungen der Stecker, Schalterkästen etc. geführt sowie eine Auswahl beständiger Isoliermaterialien ermöglicht.

5. Weiteres Vorgehen

Wir dürfen davon ausgehen, daß die Nachweise der Funktionsfähigkeit stärker in den Vordergrund rücken werden, nachdem die Integrität druckführender Bauteile mit der Basissicherheit zu einem gewissen Abschluß gelangt ist.

Für die Nachweise an passiven Komponenten, vor allem aus den Lastfällen Einwirkungen von außen (EVA) und Einwirkungen von innen (EVI), stehen für die Verifikation der fluid- und strukturdynamischen Programme eine große Zahl von Daten aus Experimenten und auch IBS-Messungen verschiedener Kraftwerke zur Verfügung. Deren Auswertung sollte bevorzugt genutzt werden, um realistische Eingangsparameter wie Dämpfung zu ermitteln, weniger konservative Beurteilungskriterien, z.B. Dehnungsabsicherung, anzustreben und wenn möglich auch das Rechenverfahren zu vereinfachen. Zusätzliche Experimente auf diesem Gebiet, wie sie z.B. im HDR, Phase 2, angedeutet sind, sollen durch hohe Belastungen realistische Grenzen von Funktion bzw. Versagen der Komponenten erfassen.

Für den Funktionsnachweis aktiver Komponenten wird weiterhin eine Kombination analytischer und experimenteller Nachweise benutzt werden, wobei die experimentellen Untersuchungen aufgrund ihres großen Aufwandes auf Prototypen und Lastfälle, die in der IBS nicht abdeckbar sind, beschränkt werden können, d.h. wo keine ausreichend abgesicherten Rechenverfahren vorliegen. Als Beispiel hierfür werden zwei Vorhaben erwähnt, die die KWU in letzter Zeit vorgeschlagen hat: zum einen die Prüfung der Druckhaltersicherheitsventile, jedoch im Gegensatz zu dem beschriebenen Beispiel unter Simulation des vollen Durchsatzes, und zum anderen die Prüfung der Frischdampfarmaturenstation eines 1300-MW-Druckwasserreaktors für Lastfälle bis hin zum Frischdampfleitungsbruch.

Welcher apparative Aufwand hinter der Simulation des FD-Leitungsbruches steht, zeigt Bild 10. Kurzzeitig können dem 130-m³-Energiespeicher 2000 kg/s Dampf, d.h. eine thermische Leistung von 3500 MW, entnommen und damit der Prüfling – hier die FSA-Station – zur Funktionsprüfung beaufschlagt werden, wobei der Dampf in einem Kondensationsbecken (etwas kleiner als die Kondensationskammer KRB II) niedergeschlagen wird. Der Größenvergleich mit dem „Normmenschen“ verdeutlicht, daß wir uns nicht nur beim Prüfling, sondern auch beim Prüfstand den Kraftwerksabmessungen nähern.

Diskussion

W. Kröger (KFA):

Herr Prof. Mayinger, sind Best-Estimate-Rechnungen auch für transiente Ereignisse, also bei Reaktor unter Druck, durchgeführt worden und wenn ja, welche zulässigen Ausfallzeiten ergeben sich dann für die Kühlsysteme?

F. Mayinger (TU München):

Bei „Reaktor unter Druck“ muß, wenn man von einer Druckentlastung absieht, die Wärme über die Dampferzeuger abgeführt werden. Die zulässigen Verzögerungszeiten können aus Bild 13 extrapoliert werden – Leckgröße Null. Man sieht, daß die Verzögerungszeit im Stundenbereich liegt.

M. Banaschik (BMFT):

Sie haben eine große Anzahl von Versuchsständen in unterschiedlichem Maßstab für Versuche mit großen Brüchen zur Erhöhung der Aussagesicherheit der Rechenprogramme präsentiert. Ist diese Vielfalt auch für die Problematik mit kleinen Brüchen notwendig?

E. Hicken (GRS):

Die physikalischen Phänomene sind bei Kühlmittelverluststörfällen mit kleinen Lecks im allgemeinen einfacher darzustellen, da es sich zum einen um relativ langsame Vorgänge handelt und sich zum anderen die Kompliziertheit durch

die relativ große Zahl der beteiligten Systemkomponenten ergibt. Zusammengefaßt ist festzustellen, daß bei Kühlmittelverluststörfällen mit kleinen Lecks weniger aufwendige Versuche notwendig sind als bei Störfällen mit großen Lecks.

H. Hofmann (SDK):

Aufgrund welcher Best-Estimate-Voraussetzungen/Annahmen für den Qualifikationsnachweis von Stellantrieben/E-Motoren kann durch einen 10 h/135 °C-Test auf die zugehörige bzw. Normalbetriebs-Funktionsfähigkeit im 40-Jahre/65 °C-Rahmen geschlossen werden?

K. Riedle (KWU):

Die beschleunigte thermische Alterung durch Hochsetzen der Prüftemperatur über eine Arrhenius-Gleichung ist ein in der konventionellen Technik eingeführtes Verfahren (DIN, IEEE). Für die z.B. in den Stellantrieben eingesetzten Kunststoffe liegen experimentell bestimmte Materialkonstanten vor. Die Brauchbarkeit dieses Verfahrens hat sich z.B. auch bei elektrischen Bauteilen in konventionellen Kraftwerken bestätigt. Um den kombinierten Einfluß von Strahlung und Alterung genauer zu erfassen, werden in einigen Kernkraftwerken mitlaufende Materialproben bzw. Bauteile in größeren Zeitabständen untersucht, um die obengenannten Verfahren abzusichern.

Sachbereich „Risiko“

Folgerungen für die Risikoermittlung aus neuen Ergebnissen der Reaktorsicherheitsforschung

Von F.-W. Heuser und D. Hippe¹⁾

1. Einführung

In diesem Vortrag sollen einige Folgerungen diskutiert werden, die sich aus neueren Erkenntnissen der Reaktorsicherheitsforschung ergeben. Im einzelnen werden dabei vor allem Ergebnisse zur Analyse von Kernschmelzunfällen besprochen.

Sowohl die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 [1] als auch die deutsche Risikostudie [2] haben gezeigt, daß das aus Störfällen in Kernkraftwerken verursachte Risiko hauptsächlich von Kernschmelzunfällen bestimmt wird. Zu einer großen Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktorkern kann es nämlich nur dann kommen, wenn der Kern unzureichend gekühlt wird, die Brennstabhüllen versagen und der Brennstoff schmilzt.

Bild 1 zeigt die grundsätzlichen Zusammenhänge.

Ausgehend von auslösenden Ereignissen, betrachtet man in einer Risikoanalyse daher allgemein Störfallabläufe, die zu einem Ungleichgewicht in der Wärmebilanz, einem Ungleichgewicht zwischen der im Reaktor erzeugten und der über den Reaktorkühlkreislauf abzuführenden Wärme führen können. Wenn die Sicherheitssysteme in einem Kernkraftwerk funktionieren – z.B. wenn bei einem Kühlmittelverluststörfall das Notkühlsystem wie vorgesehen eingreift, wird der Reaktorkern ausreichend gekühlt –, können keine kritischen Brennstabtemperaturen erreicht werden. Wir sagen kurz, der Störfall wird beherrscht.

Kernschmelzen ist nur möglich – und das ist der weitaus unwahrscheinlichere Fall –, wenn die Sicherheitssysteme versagen. Selbst aber für den Fall, daß der Kern schmilzt, kann eine Freisetzung der aus der Schmelze entweichenden Spaltprodukte nach außen in den meisten Fällen durch den Sicherheitsbehälter ganz entscheidend begrenzt werden. Können die Spaltprodukte über längere Zeit, z.B. über mehrere Tage, im Sicherheitsbehälter zurückgehalten werden, so kommt es lediglich zu einer späten und dann auch begrenzten Freisetzung. Frühe Freisetzungen von größerem Ausmaß sind nur möglich, wenn der Sicherheitsbehälter frühzeitig versagt oder größere Leckagen aufweist.

Ausgehend von Ergebnissen zur Phase A der deutschen Risikostudie, sollen hierzu im wesentlichen folgende Fragen besprochen werden:

- Kann die bisher ausgewiesene Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen weiter reduziert werden?
- Wieweit lassen sich die bei einem Kernschmelzunfall aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter zurückhalten?

- Wieweit sind Kernschmelzunfälle, die zu einer frühen und damit schweren Aktivitätsfreisetzung führen können, möglich?

2. Eintrittshäufigkeit eines Kernschmelzunfalls

Die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen (Erwartungswert) wurde in Phase A der Risikostudie mit

$$h = 9 \times 10^{-5} \text{ pro Jahr und Anlage}$$

ermittelt.

Zu diesem Ergebnis sind bereits in der Risikostudie systemtechnische Verbesserungen vorgeschlagen und diskutiert worden, mit denen die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen deutlich herabgesetzt werden kann. Bild 2 zeigt hierzu noch einmal die relativen Anteile der verschiedenen Störfallabläufe an der Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen, darin insbesondere den hohen Beitrag aus einem nichtbeherrschten Kühlmittelverlust über ein kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung. Dieser Beitrag erklärt sich, wie allgemein bekannt, aus der Beurteilung von Handmaßnahmen, die bei diesem Störfall in der Referenzanlage der Stu-

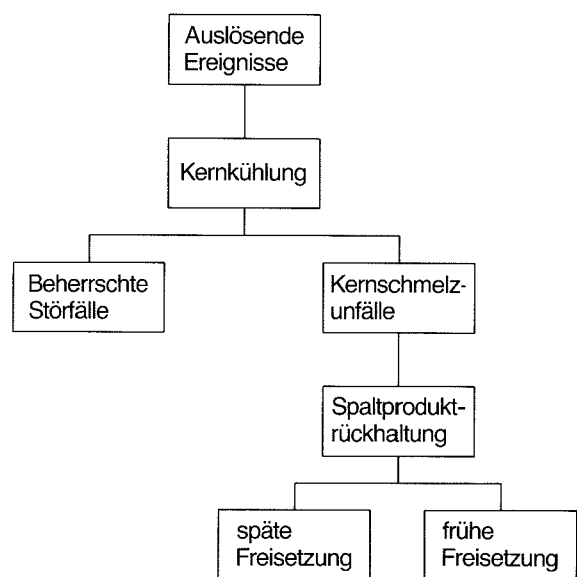


Bild 1: Ereignisabläufe der Risikostudie

¹⁾ Dr. Friedrich-Wilhelm Heuser ist Leiter der Abt. Sondervorhaben und Dr. Dagmar Hippe technisch-wissenschaftliche Mitarbeiterin bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH in Köln.

die, dem Kernkraftwerk Biblis Block B, erforderlich waren, um das Abfahren der Anlage einzuleiten und durchzuführen. Mit der inzwischen erfolgten Automatisierung des Abfahrvorgangs konnte dieser Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit daher ganz erheblich reduziert werden. Des Weiteren wurden auch in der Beurteilung möglicher Transientenstörfälle systemtechnische Verbesserungen identifiziert, die insgesamt zu einer Erniedrigung der Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen führen.

Neben den systemtechnischen Verbesserungen ist aber auch der Einsatz verbesserter Methoden zur Störfallanalyse selbst zu diskutieren. In den Untersuchungen zur Phase A der Risikostudie wurde Kernschmelzen bereits angenommen, wenn die nach dem Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen zur Kernkühlung nicht erfüllt werden konnten. Das ist sicher eine pessimistische Annahme, mit der die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen im ganzen überschätzt worden ist. Best-Estimate-Rechnungen zur Notkühlanalyse zeigen, daß der Kern auch dann noch sicher gekühlt werden kann, wenn weniger Einspeisungen, als nach dem Genehmigungsverfahren erforderlich, vorhanden sind. So reicht z.B. in nahezu allen Fällen bei kleinen Lecks im Reaktorkühlkreislauf eine Hochdruck-Einspeisung im Zusammenwirken mit der Wärmeabfuhr über den Dampferzeuger aus, um ein Schmelzen des Kerns zu verhindern. Die Rechnungen zeigen, daß selbst in diesem Fall das sekundärseitige Abfahren verzögert einsetzen kann.

Erhöhte Redundanzen in den Sicherheitssystemen, z.B. eine (1v4)- anstelle einer (2v4)-Anforderung, führen prinzipiell natürlich zu einer höheren Systemverfügbarkeit. Mit zunehmender Systemverfügbarkeit muß man aber zugleich um so sorgfältiger den begrenzenden Einfluß möglicher Common-Mode-Ausfälle auf das Ausfallverhalten des Gesamtsystems untersuchen. So können für den Fall sehr hoher Redundanzen, wie z.B. für ein (1v4)-System auch sehr unwahrscheinliche Common-Mode-Ausfälle für das Ausfallverhalten des Gesamtsystems von erheblicher Bedeutung sein.

Zusammenfassend kann gesagt werden, auch wenn man zusätzliche Anteile bisher nicht behandelter Ereignisabläufe in Rechnung stellt, daß mit den systemtechnischen Verbesserungen einerseits und auf der Basis vorhandener Best-Estimate-Rechnungen andererseits die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen gegenüber der Phase A der Risikostudie deutlich herabgesetzt werden kann.

3. Verlauf und Folgen eines Kernschmelzunfalls

Zum Kernschmelzunfall sind im wesentlichen folgende Punkte zu behandeln:

- der Kernschmelzverlauf, d.h. die Vorgänge beim Schmelzen des Reaktorkerns bis hin zum Eindringen der Schmelze in das Gebäudefundament,
- die dabei auftretenden Belastungen für den Sicherheitsbehälter und seine möglichen Versagensarten sowie
- die mit einem Kernschmelzunfall verbundene Freisetzung radioaktiver Stoffe.

Von den einleitenden Störfallsequenzen her lassen sich hier grundsätzlich zwei Referenzfälle unterscheiden:

- Kernschmelzen unter niedrigem Systemdruck, der sog. Niederdruckpfad, und
- Kernschmelzen unter hohem Systemdruck, der sog. Hochdruckpfad.

In Phase A der Risikostudie ist bisher nur der Niederdruckpfad behandelt worden, d.h., man hat Kernschmelzabläufe untersucht, die sich aus einem großen Kühlmittelverluststörfall bei Versagen der Not- und Nachkühlsysteme erge-

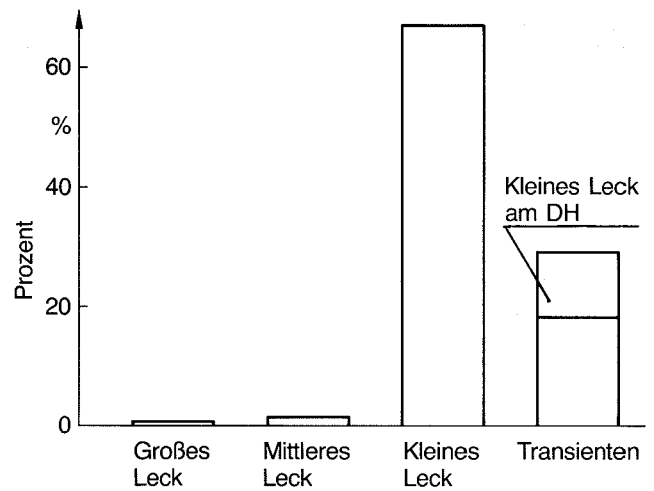


Bild 2: Relative Beiträge der verschiedenen auslösenden Ereignisse zur Kernschmelzhäufigkeit

ben. Dabei sind dann Unfallabläufe zu verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters diskutiert worden, – als wahrscheinlichster Unfallpfad das späte Überdruckversagen und

- als Unfallpfade, die zu einer frühen Freisetzung führen, Leckagen des Sicherheitsbehälters und das Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter (RDB).

In den hierzu bisher durchgeführten Rechnungen wurde angenommen, daß der während eines Kernschmelzunfalls freigesetzte Wasserstoff kontinuierlich verbrannt wird und damit nur zu einer geringen Druckerhöhung im Sicherheitsbehälter beiträgt.

Unfallabläufe, die zu Kernschmelzen unter vollem Innendruck führen, können aus nicht beherrschten Transienten, z.B. einem Notstromfall, eingeleitet werden. Hier kommt es langfristig nach mehrfachem Ansprechen der Druckhalter-Entlastungsventile zum Ausdampfen des Reaktorkühlkreislaufs und über dem Absinken des Wasserspiegels im Druckbehälter schließlich zum Schmelzen des Kerns.

Zum Hochdruckpfad sind für den Sicherheitsbehälter prinzipiell natürlich die gleichen Versagensarten wie für den Niederdruckpfad zu diskutieren. Es gibt jedoch einige hochdruckspezifische Besonderheiten. Der Reaktorkühlkreislauf wird erst dann entlastet, wenn der Druckbehälter nach dem

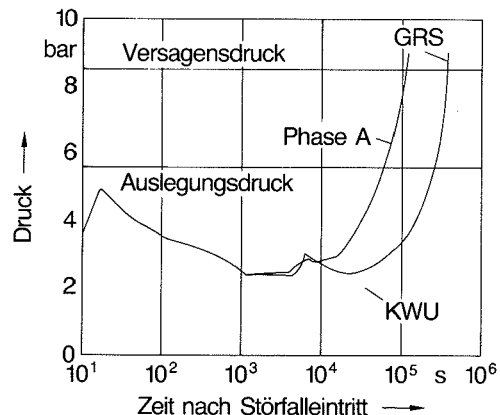


Bild 3: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall – Niederdruckpfad – nach der deutschen Risikostudie, Phase A, sowie nach neueren Ergebnissen

Abschmelzen des Kerns und dem Abstürzen von Kernanteilen in das untere Plenum des Druckbehälters versagt. Dabei auftretende Rückstoßkräfte müssen von den RDB-Verankerungen aufgenommen werden. Zugleich mit der Druckentlastung kommt es aber auch zu einer massiven Energiefreisetzung in den Sicherheitsbehälter und damit zu einem schnellen Druckanstieg im Sicherheitsbehälter. Erste Abschätzungen zeigen, daß der Sicherheitsbehälter in beiden Belastungsarten nicht gefährdet wird. Für eine endgültige Bestätigung dieser Aussage sind allerdings noch eingehende Untersuchungen erforderlich.

Anders als für den Hochdruckpfad gibt es für den Niederdruckpfad inzwischen eine ganze Reihe von Ergebnissen aus Vorhaben der Sicherheitsforschung, die bisher zur Risikomittehlung noch nicht berücksichtigt werden konnten. Bild 3 zeigt hierzu den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter, wie er in den Untersuchungen zur Phase A der Risikostudie für den Niederdruckpfad ermittelt worden ist. Der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters von ca. 8,5 bar wird erst nach etwa 4 Tagen erreicht. In Phase A der Risikostudie wurde dieser Versagensdruck bereits nach etwa einem Tag erreicht.

Diese Ergebnisverbesserung ist vor allem auf eine genauere Modellierung des Wärmeübergangs in der Schmelze-Beton-Wechselwirkung, der späten Phase des Kernschmelzunfalls, zurückzuführen.

Bei diesem Unfallpfad kann man also davon ausgehen, daß die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte über eine sehr lange Zeit im Sicherheitsbehälter zurückgehalten werden. Entscheidend ist dabei, daß sich die luftgetragene Konzentration der aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte durch verschiedene Abscheidemechanismen bis zum Zeitpunkt des Überdruckversagens um mehrere Größenordnungen abbaut. Bild 4 zeigt für einige ausgewählte Nuklide die mit spätem Überdruckversagen verbundene Freisetzung nach außen in die Umgebung der Anlage, und zwar hier im Vergleich zwischen Phase A der Risikostudie und neueren, aus Untersuchungen des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK) ermittelten Werten [3]. Angegeben ist für die jeweilige Nuklidgruppe der insgesamt freigesetzte Anteil des Kerninventars. Da für die Edelgase keine Abscheidung angenommen wird, erfolgt hier in beiden Fällen eine 100%ige Freisetzung. Für die Aerosole, das sind die drei rechten Nuklidgruppen, bewirken die Ablagerungsprozesse im Sicherheitsbehälter

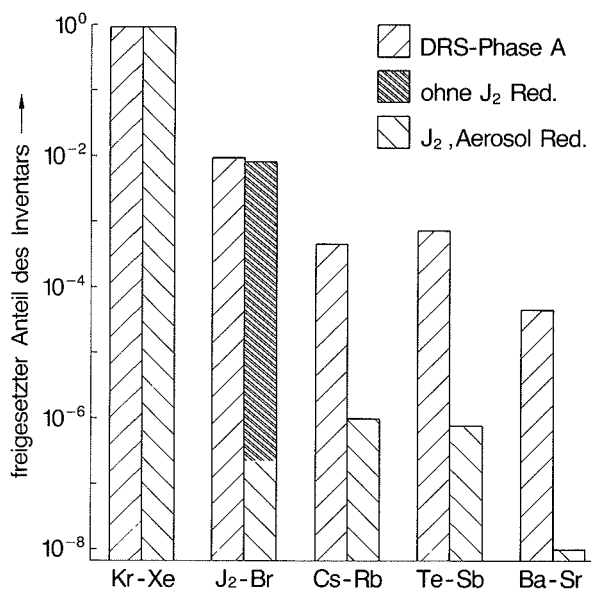


Bild 4: Vergleich der Aktivitätsfreisetzung FK6 (spätes Überdruckversagen) nach der deutschen Risikostudie, Phase A, ohne J₂-Reduktion sowie mit J₂- und Aerosolrückhaltung

zusammen mit der Absorption durch die Filter im Ringraum eine Verminderung der Freisetzung um ungefähr drei Größenordnungen.

Für das elementare Jod sind hier 2 Freisetzungsfaktoren eingetragen. Der untere Wert entspricht den neueren, beim KfK angestellten Überlegungen, nach denen das zunächst in elementarer Form vorliegende Jod in der Wasserphase in nicht mehr flüchtige Jodverbindungen, z.B. in Silberjodid, umgesetzt wird.

Die hier vor allem zum Freisetzungsverhalten des Jods angestellten Überlegungen sind gewiß noch nicht abgesichert. Welche Bedeutung entsprechenden Ansätzen jedoch beizumessen ist, soll mit einigen beispielhaften Unfallfolgenrechnungen gezeigt werden. Bild 5 zeigt hierzu die Ergebnisse einiger Rechnungen zum Unfallablauf „Spätes Überdruckversagen“. Hier konnte bereits in Phase A der Risikostudie gezeigt werden, daß bei spätem Überdruckversagen auch unter ungünstigen Standort- und Wetterbedingungen keine Frühschäden auftreten. Das Diagramm enthält daher nur Angaben zu somatischen Spätschäden, dargestellt sind hier die komplementären Häufigkeitsverteilungen²⁾ für somatische Spätschäden zu den zuvor diskutierten, unterschiedlichen Freisetzungsfaktoren. Kurve 1 gibt die Ergebnisse zur Phase A der Risikostudie, die Kurven 2 und 3 entsprechen den vom KfK ermittelten Freisetzungsfaktoren. Hier wurde in den Eingabeparametern zur Kurve 2 Ablagerung und Rückhaltung der Aerosole und in Kurve 3 zusätzlich die Jodrückhaltung berücksichtigt.

Zwei Punkte sind an diesen Ergebnissen wichtig:

- Verzögert sich das Versagen des Sicherheitsbehälters um mehrere Tage, so können die aus der Schmelze freigesetzten Aerosolanteile der Spaltprodukte weitgehend im Sicherheitsbehälter und in den Kaminfiltern zurückgehalten werden. Verglichen mit den Ergebnissen zur Phase A werden damit die Schadensfolgen – hier die Spät-

²⁾ Mit der komplementären Häufigkeitsverteilung gibt man die Häufigkeit an, mit der ein Schaden vom Umfang S oder größer eintreten kann. Die angegebenen Eintrittshäufigkeiten sind hier (und in Bild 6) noch unverändert aus Phase A der Risikostudie übernommen worden, sie beziehen sich ebenso wie in der Risikostudie auf eine Gesamtheit von 25 Anlagen.

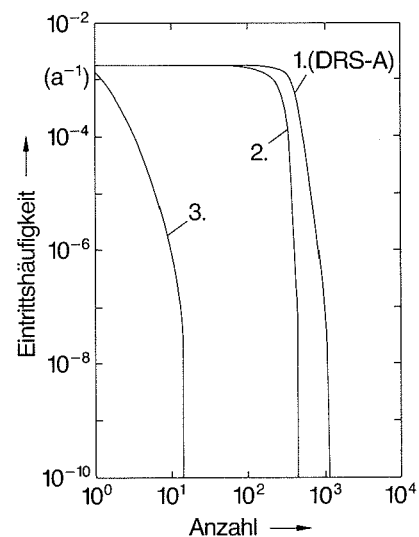


Bild 5: Komplementäre Häufigkeitsverteilung der Spätschäden für FK6 (25 Anlagen)

schadenszahlen zur Kurve 2 – deutlich, insgesamt etwa um einen Faktor 2 gegenüber der Kurve 1, reduziert.

- Eine Aufschlüsselung der zur Kurve 2 ermittelten Schadenszahlen nach verschiedenen Expositionspfaden und Krebsarten ergibt, daß über 90 % der Schäden über Ingestion, also mit Nahrungsaufnahme inkorporierter Aktivität, auf Schilddrüsenkrebs entfallen. Spätestens hier läßt sich erkennen, welche Bedeutung einer wirksamen Jodrückhaltung zukommt.

Folgt man den KfK-Ansätzen [3], kann das Jod also weitgehend zurückgehalten werden (Kurve 3); dann können die Auswirkungen noch einmal drastisch um mehr als 2 Größenordnungen herabgesetzt werden. Diese Ergebnisse zeigen: Wenn der Sicherheitsbehälter erst sehr spät versagt, dann kann eine Aktivitätsfreisetzung nach außen so weit herabgesetzt werden, daß nur sehr begrenzte Schadensauswirkungen auftreten.

Bleibt zu fragen, welche Rolle spielen Unfallabläufe, die zu frühen Freisetzungen führen, bei denen der Sicherheitsbehälter also frühzeitig versagt oder von Anfang an undicht ist. In diesen Fällen haben Ablagerung und andere Rückhalteprozesse im Sicherheitsbehälter unter Umständen keinen oder aber einen deutlich geringeren Einfluß auf das Freisetzungverhalten. Es kommt zu erheblichen Freisetzungen, bei denen, abhängig von jeweiligen Wetter- und Ausbreitungsbedingungen, auch Frühschäden auftreten können.

Freisetzungen über mögliche Leckagen des Sicherheitsbehälters sind bereits in Phase A der Risikostudie eingehend untersucht worden. Dabei wurde allerdings angenommen, daß die Spaltprodukte unmittelbar nach außen in die Umgebung der Anlage freigesetzt werden. Diese Annahme ist sicher zu pessimistisch. Für eine realistischere Beurteilung ist es notwendig, auch hier eine mögliche Rückhaltung der Spaltprodukte im Ringraum und mögliche Freisetzungswegen aus dem Ringraum nach außen genauer zu untersuchen.

Bild 6 zeigt die Ergebnisse entsprechender Vergleichsrechnungen. Aufgetragen ist die komplementäre Häufigkeitsverteilung für Frühschäden zur Freisetzungskategorie 2 aus der Risikostudie, d.h. die Schadenszahlen bei einer großen Leckage (ϕ 300 mm) des Sicherheitsbehälters. Kurve 1 weist die Ergebnisse aus Phase A der Risikostudie auf, für die keinerlei Rückhaltung berücksichtigt worden ist, Kurve 2 zeigt die entsprechenden Zahlen, wenn eine Rückhaltung der Spaltprodukte im Ringraum und Hilfsanlagegebäude berücksichtigt werden kann. Sie führt insgesamt zu einer Abnahme der Frühschäden um etwa 2 Größenordnungen.

Im Zusammenhang mit Risikountersuchungen wird stets gefragt, ob es beim Kernschmelzen zu einer Dampfexplosion kommen kann, die den Reaktorbehälter und unmittelbar auch den Sicherheitsbehälter zerstört. In Phase A der Risikostudie führte dieser Unfallablauf zu den höchsten Freisetzungen. Er bestimmte damit weitgehend das maximal mögliche Schadensausmaß, das bei einem Reaktorunfall denkbar ist.

Zu dem Problemkreis Dampfexplosion sind in den letzten Jahren, vor allem in den USA, breit angelegte Untersuchungen vorgenommen worden [4]. Dabei wurde auch in einzelnen Experimenten eine Dampfexplosion beobachtet. Insgesamt aber zeigen diese Arbeiten, daß eine Dampfexplosion, die unmittelbar zu einer Zerstörung des Sicherheitsbehälters führt, äußerst unwahrscheinlich ist. Nach den Ergebnissen entsprechender theoretischer Untersuchungen liegt diese Wahrscheinlichkeit um etwa 2 Größenordnungen niedriger, als in WASH-1400 und in der deutschen Risikostudie angesetzt [5]. Die Möglichkeit einer frühen Aktivitätsfreisetzung aus einer Dampfexplosion – und damit auch ein entsprechender Risikobeitrag – ist somit erheblich niedriger einzuschätzen, als noch vor einigen Jahren angenommen.

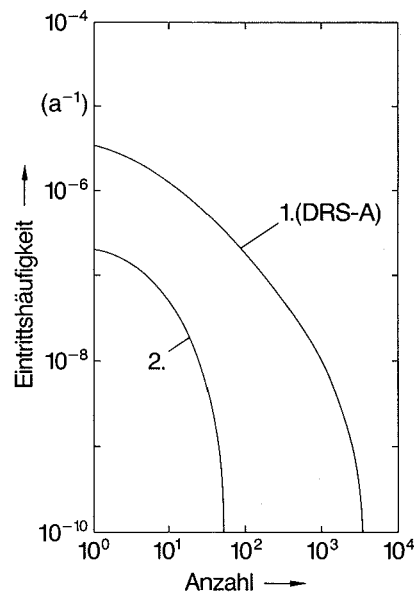


Bild 6: Komplementäre Häufigkeitsverteilung der Frühschäden für FK2 (25 Anlagen)

4. Zusammenfassung

Ausgehend von neueren Arbeiten und Ergebnissen der Reaktorsicherheitsforschung wurden Folgerungen für Risikountersuchungen besprochen.

Eine genauere Störfallanalyse auf der Basis von Best-Estimate-Rechnungen und systemtechnische Verbesserungen führen dazu, daß die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen deutlich herabgesetzt werden kann. Für Kernschmelzunfälle, bei denen der Sicherheitsbehälter erst sehr spät versagt, bewirken verschiedene Ablagerungs- und Rückhalteprozesse für die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte eine erhebliche Reduzierung möglicher Schadensfolgen. Der Spaltprodukt-rückhaltung durch den Sicherheitsbehälter kommt daher eine ganz entscheidende Bedeutung zu. Offene Probleme betreffen hier die Wasserstoff-Problematik und einige Fragen zum Kernschmelzen unter hohem Druck. Ebenso sind aber auch in der Beurteilung sehr schwerer Unfälle, die zu einem frühzeitigen Versagen des Sicherheitsbehälters führen, wichtige Fortschritte erzielt worden.

Sicher sind die quantitativen Ergebnisse, die hier diskutiert worden sind, noch vorläufig und keine endgültigen Ergebnisse zur Phase B der deutschen Risikostudie. Gleichwohl kann man aber schon heute sagen, daß mit diesen Ergebnissen die tatsächlichen Verhältnisse in der Tendenz weit aus realistischer beschrieben werden, als das in Phase A der Risikostudie möglich war.

Schrifttum

- [1] Reactor Safety Study – An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants. WASH-1400 (NUREG – 75/014), October 1975
- [2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko (Hauptband). Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn, Verlag TÜV Rheinland e.V., Köln, 1979, ISBN 3-921059-67-4
- [3] Hosemann, J. P.: Wechselwirkung mit der Containmentstruktur und Spaltproduktfreisetzung beim Kernschmelzunfall. Vortrag Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, Mai 1982
- [4] Snyder, A. Wm.: A Current Perspective on the Risk Significance of Steam Explosions. Vortrag Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, Mai 1982
- [5] Swenson, D. V., und M. L. Corradini: Monte Carlo Analysis of LWR Steam Explosions. SAND 81-1092, NUREG/CR – 2037, Sandia National Laboratories, USA, October 1981

Möglichkeiten und Grenzen der Verwendung von Risikostudien als Beitrag zur Prioritätensetzung in der Reaktorsicherheitsforschung

Von D. Leven¹⁾

Die vorhergehenden Vorträge haben sich mit konkreten Fachfragen der Reaktorsicherheit befaßt. In diesem Vortrag dagegen werden Überlegungen angestellt, die nicht auf die Beantwortung von Forschungsfragen zielen, sondern darauf, wie diese Fragen im Kontext des Forschungsprogramms mit Hilfe von Risikostudien zu stellen und zu wichten sind. Dazu werden nach Erläuterung der Aufgabenstellung die Eigenschaften des Arbeitsfeldes „Forschungsprogramm“ und des Arbeitsinstrumentes Risikostudie besprochen, deren Verknüpfung dargestellt, mit kurzen Beispielen belegt und schließlich Folgerungen und weiteres Vorgehen vorgestellt. Als Grund für diese Überlegungen sei eine These zum ökonomischen Einsatz von Fördermitteln vorangestellt:

Die Tragweite von Förderentscheidungen bei knappen Fördermitteln verlangt, alle – auch neue – Hilfsmittel zu verwenden, mit denen die fachliche Entscheidungsvorbereitung transparent und objektiv gestaltet werden kann.

Die GRS unterstützt mit ihrer Forschungsbetreuung den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) bei der Durchführung seines Forschungsprogramms Reaktorsicherheit. Dazu zählt es auch, in Zusammenarbeit mit internen und externen Experten fachlich begründete Empfehlungen für die Schwerpunktsetzung bei Forschungsthemen und für die Vorbereitung der Förderentscheidung zu erarbeiten. Diese Entscheidungen haben Konsequenzen in zweifacher Hinsicht:

- Erstens haben sie unmittelbaren Einfluß darauf, wie gut die einsetzbaren Forschungsmittel dem Forschungsziel Reaktorsicherheit dienen;
- zweitens haben sie finanzielle und zielgebende Bedeutung für Institutionen, die für eine Mitarbeit am Forschungsprogramm in Frage kommen.

Für beide Konsequenzen ist die fachliche Vorbereitung wichtig und folgeschwer. Es ist stets nötig, auch neu verfügbare Hilfsmittel auf ihre Verwendbarkeit zu prüfen und – soweit möglich – zusätzlich zur Erarbeitung transparenter und objektiver Fachempfehlungen heranzuziehen.

Als ein derartiges Hilfsmittel stehen seit einiger Zeit die Aussagen von Risikoanalysen für Kernkraftwerke zur Diskussion. Es ist daher versucht worden, am Beispiel der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ (DRS) [1] sowohl die prinzipiellen Möglichkeiten und Grenzen bei der Verwendung dieses Hilfsmittels zu diskutieren als auch die praktischen Probleme anhand von Anwendungsbeispielen zu ermitteln. Wir haben uns dabei an Methoden der Nutzwertanalyse angelehnt. Die Diskussion der Risikostudie selbst bezüglich Aussagegenauigkeit, Aktualität und Übertragbarkeit ist nicht Gegenstand der Betrachtung, vielmehr wird sie mit ihren Eigenschaften als gegeben vorausgesetzt.

Wir wenden uns zunächst dem Arbeitsfeld Forschungsprogramm Reaktorsicherheit zu (Bild 1).

Dieses Programm dient der Erarbeitung von Grundlagen, nicht von Regeln oder Auslegungsmaßnahmen. Es nennt

die Ziele der öffentlich geförderten Reaktorsicherheitsforschung. Die Ziele sind im oberen Bildteil in Schlagworten wiedergegeben. Oberziel ist es, den Schutz der Bevölkerung bei der Nutzung der Kernenergie in bestmöglicher Weise zu gewährleisten. Dem Oberziel sind spezielle Motive oder Unterziele unterlegt, sie lauten:

- Minderung des Störfallrestrisikos für die Bevölkerung,
- Reduzierung der beruflichen Strahlenbelastung,
- Reduzierung der mittleren Bevölkerungsbelastung.

Der unter diesen Zielen stehende Programmaufbau umfaßt als Elemente:

- Sachbereiche,
- Projekte,
- Teilprojekte,
- Untersuchungen/Vorhaben.

Hier ist ein Beispiel aus dem Bereich Störfallabläufe angeführt, auf das später eingegangen wird.

Zur Bewertung des Zielbeitrages dieser Forschungsaktivitäten sollen nun die Aussagen der DRS herangezogen werden, d.h., die Risikoanalyse wird als Meßinstrument im Rahmen der Programmzielsetzung verwendet (Bild 2).

Es ist nun zu prüfen, welche Programmelemente mit diesem Instrument erfaßt werden können.

Die DRS befaßt sich ausschließlich mit der Ermittlung des Risikos aus Störfällen. Das Meßinstrument kann daher nur die Forschungsaktivitäten erfassen, die dem Unterziel „Minderung des Störfallrestrisikos“ dienen. Zur Identifizierung dieser Forschungsaktivitäten wurde daher das Arbeitsfeld

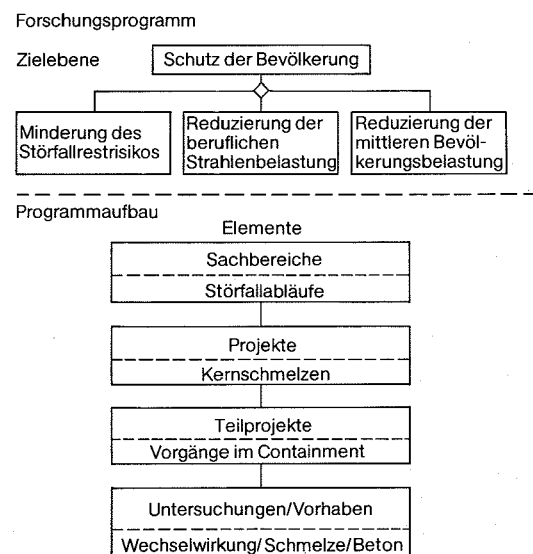


Bild 1: Forschungsprogramm Reaktorsicherheit

¹⁾ Dr. Dietrich Leven ist stellvertretender Leiter des Bereiches „Forschungsbetreuung“ bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH in Köln.

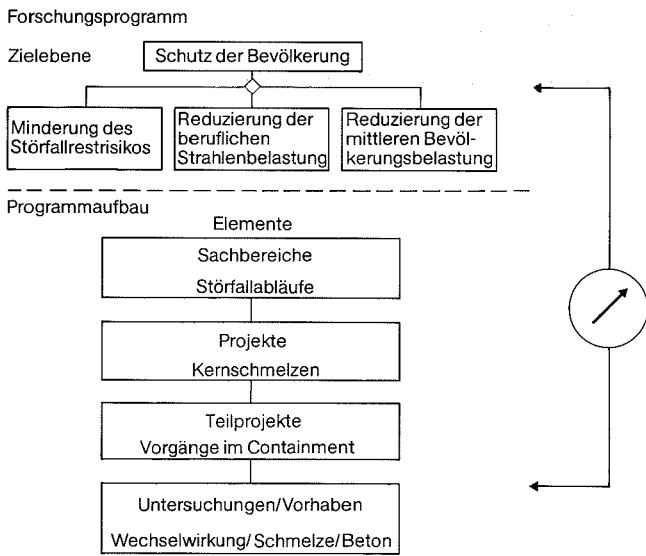


Bild 2: Schema zur Bewertung des Zielbeitrages der Forschungsaktivitäten mit Hilfe der Risikoanalyse

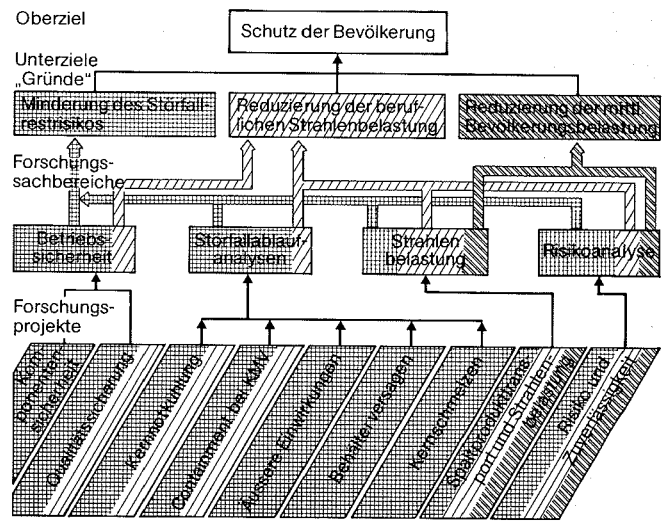


Bild 3: Beiträge der Forschungssachbereiche und -projekte zu den Unterzielen des Forschungsprogrammes Reaktorsicherheit

„Forschungsprogramm“ gemäß seinen Unterzielen aufgeteilt. Der Betrag der dabei ermittelten Anteile ist in Bild 3 dargestellt. Der aus Risikoüberlegungen bewertbare Teil ist durch die Rasterung gekennzeichnet.

Als geschlossene Blöcke des Forschungsprogramms können nur diejenigen hinreichend kleinen Blöcke beurteilt werden, in denen keine „Beimischung“ aus anderen Teilzielen enthalten ist. Es zeigt sich, daß diese Möglichkeit gar nicht bei den Sachbereichen, in geringem Maße bei Projekten und häufiger – hier nicht dargestellt – bei Vorhaben oder Teilprojekten gegeben ist.

Die Verwendung des Meßinstrumentes Risikoanalyse ist streng auf die bewertbaren, durch Rasterung gekennzeichneten Elemente des Forschungsprogramms zu beschränken. Die häufig diskutierte Prioritätenauswahl zwischen den vier Sachbereichen z.B. kann also nicht erfolgen.

Betrachten wir das Arbeitsinstrument Risikostudie im Hinblick auf unsere Fragestellung. Ein Bezug zu Forschungsaufgaben ist dort im allgemeinen nicht unmittelbar gegeben. In der Risikoanalyse wird letztlich der Beitrag bestimmter Einzelereignisse oder eines bestimmten Systemverhaltens zum Risiko untersucht, nicht aber werden, von einigen Ausnahmen abgesehen, Forschungsthemen ausgewiesen.

Es ist festzustellen, daß die direkte Schlußweise „hoher Risikobeitrag = Forschungsschwerpunkt“ falsch ist. In vielen Fällen reichen vielmehr Systemänderungen ohne jede Forschungsunterstützung aus, um den Risikobeitrag von einmal erkannten risikodominanten Ereignisabläufen deutlich zu erniedrigen.

Bekannt Beispiele sind die Themen „Handabfahren bei kleinem Leck“ und „Common-Mode-Ausfall der Notstromversorgung“. Bei beiden wurde, nachdem sie als risikoträchtig identifiziert wurden, durch relativ einfache Maßnahmen (Teilautomatisierung des Abfahrens, Schaffung der Möglichkeit zur Netzurückschaltung) eine deutliche Risikoreduzierung erreicht.

In einigen Fällen allerdings gibt die Risikostudie schnell erkennbare, teils bereits ausformulierte Hinweise auf Forschungsbedarf. Er ist überall dort zu sehen, wo wegen fehlender Basiskennnisse Risikobeiträge in der Phase A der Studie nur abgeschätzt werden konnten. Dies sind beispielsweise die Themen: Dampfexplosion, Wasserstoffverhalten, Brand und Erdbeben. Weiter gehören dazu die Verbesserung von Kennt-

nissen über Zuverlässigkeiten durch Auswertung von Betriebserfahrungen, Störfälle ohne Kernschmelzen und schließlich die realistische Simulation des Weges bis zum Kernschmelzen in Abhängigkeit von den auslösenden Ereignissen und Systemteilausfällen.

Der Nutzen dieser Forschung ist dabei in einer deutlicheren Erkenntnis des nach heutigem Kenntnisstand meist konservativ überschätzten Risikos zu erwarten. Die entsprechenden Themen sind demgemäß bereits Gegenstand weiterer Forschungsarbeiten geworden. Für den überwiegenden Rest von Forschungsaufgaben sind Hinweise auf deren Wichtigkeit jedoch nicht unmittelbar der DRS zu entnehmen. Hier muß ein etwas mühsamerer Weg gegangen werden. Durch Aufteilung der Risikostudie in zweckdienliche Einheiten muß zwischen Forschungsthemen und Aussagen der Risikostudie erst eine Zuordnung ermöglicht werden.

Im Bild 4 werden aus einer derartigen Aufschlüsselung der DRS in etwa 30 Problemblocke beispielhaft 8 Blöcke gezeigt.

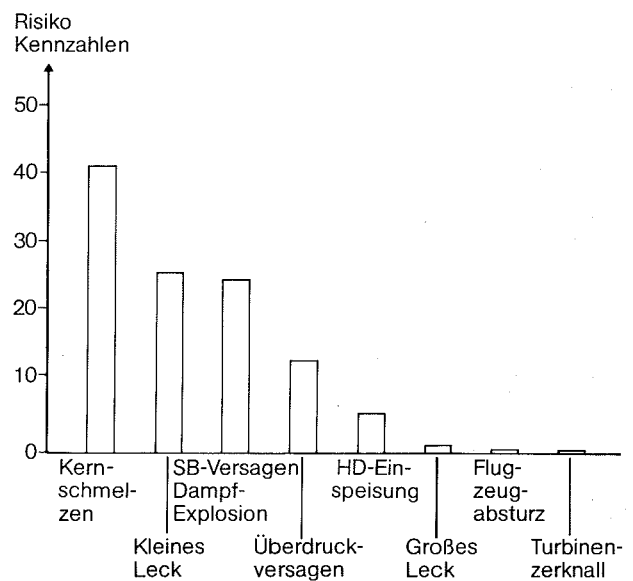


Bild 4: Beispielhafte Darstellung von 8 Problemblocken aus der deutschen Risikostudie

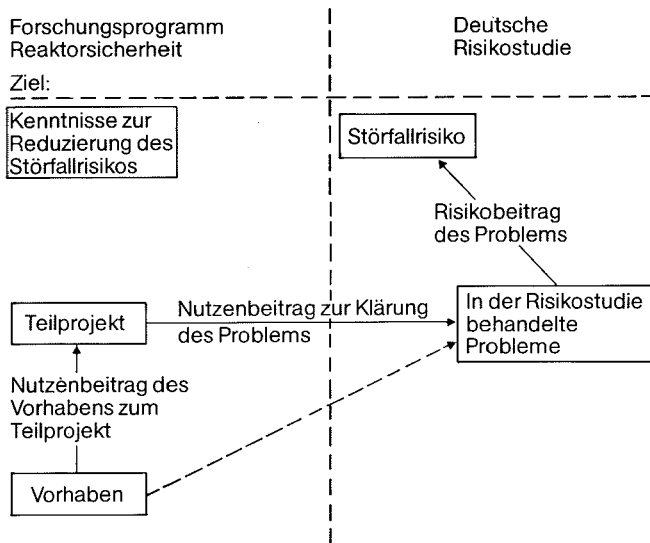


Bild 5: Anwendung der deutschen Risikostudie zur Prioritäten- und Zielsetzung der Forschungsaktivitäten

Sie sind bewußt aus verschiedenen hierarchischen Ebenen der Risikostudie zusammengestellt.

Die eigentliche Aufbereitungsarbeit besteht darin, für möglichst kleine derartige Problemeinheiten den Beitrag zum Gesamtrisiko – hier beschrieben durch eine Risikokennzahl – zu ermitteln. Diese Kennzahlen geben die prozentualen Anteile eines bestimmten Sachproblems am Risiko aus somatischen Spätschäden an. Die Wahl der somatischen Spätschäden zur Schadensrepräsentation ist dabei beispielhaft, es könnten ebenso die anderen Schadensarten mit berücksichtigt werden.

Die Problemkreise entstammen, wie erwähnt, verschiedenen Ordnungsebenen und können sich überlappen. Die Summe ihrer Risikobeiträge kann daher größer als das Gesamtrisiko werden. Es ist hier nochmals anzumerken, daß diese Kennzahlen mit allen Eigenschaften der Risikovorgaben selbst behaftet sind, was Aussagesicherheit, Übertragbarkeit auf andere Anlagen und zeitliche Aktualität angeht. Es wird darauf verwiesen, daß der Beitrag aus Dampfexplosionen vermutlich inzwischen deutlich niedriger eingeschätzt wird, als hier gemäß der deutschen Risikostudie gezeigt.

Mit der beschriebenen Strukturierung von Forschungsprogramm und Risikostudie ist nun eine Verknüpfung beider Ebenen möglich. Sie ist im Bild 5 gezeigt.

Merkmale	Bewertungskriterien	Beitrag aus Risikouberlegungen
Arbeitsziele	Relevanz für förderpolitische Ziele Bundesinteresse	Gesamtbewertung (Risikokennzahl + Nutzenbewertung)
	Wissensstand, sachlich verwandte Vorhaben	Nutzenbewertung
Arbeitsprogramm und Abwicklung	Qualität, Erfolgswahrscheinlichkeit, Aufgabenverteilung	Nutzenbewertung
Kosten	Angemessenheit	Nutzenbewertung
Termine	Realisierbarkeit, übergeordnete Anforderungen	Nutzenbewertung

Bild 6: Kriterienkatalog

Der Pfad, der gedanklich durchlaufen werden muß, um Aktivitäten des Forschungsprogramms, wie Ziel, Teilprojekt und Vorhaben, mit der Ebene Risikostudie zu verknüpfen, besteht aus zwei Teilstücken. Das Teilprojekt des Forschungsprogramms wird inhaltlich einem oder mehreren der in der Risikostudie behandelten Probleme zugeordnet. Es wird der Nutzen ermittelt, der von diesem Teilprojekt zur Klärung des entsprechenden Problems zu erwarten ist. Dies ist der erste Bewertungsschritt.

Für den entsprechenden Problemkreis muß der Beitrag zum Risiko ermittelt werden. Dies ist der zweite Bewertungsschritt.

Die Zusammenfassung der beiden Schritte liefert dann die angestrebte Information über die Risikorelevanz der diskutierten Forschungsaktivität. Für ein konkretes Einzelvorhaben kann der Nutzenbeitrag – wie hier eingezeichnet – entweder auf dem Umweg über ein bereits bewertetes Teilprojekt oder durch direkte Zuordnung ermittelt werden.

Wie läßt sich nun die Querverbindung „Nutzenbeitrag“ in der Praxis ermitteln? Dazu wird eine Note vergeben, mit der eine Forschungsaktivität (z.B. Teilprojekt) dahingehend bewertet wird, welchen Nutzen sie zur Bearbeitung oder Aufklärung des zugeordneten Problems erwarten läßt. Bild 6 gibt hierzu eine Erläuterung.

In der linken und mittleren Spalte des Bildes sind wesentliche Merkmale und Kriterien aufgeführt, nach denen derzeit über Förderung oder Ablehnung entschieden wird. Aus der rechten Spalte geht hervor, wie sich darin die Beiträge aus Risikoüberlegungen einfügen. Sie zeigt gleichzeitig, aus welchem Teil der heute üblichen Kriterien sich die Nutzenbewertung ergibt. In diese Nutzennote fließen ein:

- die Diskussion des Wissensstandes unter Berücksichtigung sachlich verwandter Vorhaben,
- die Qualität des Arbeitsprogramms mit der resultierenden Erfolgswahrscheinlichkeit und Art der Aufgabenverteilung,
- die Angemessenheit der Kosten sowie die Realisierbarkeit und Zweckmäßigkeit der Terminsetzung.

Diese Nutzennote ist, wenn sie auch nach eingeführten Kriterien vergeben wird, doch weiterhin subjektiv. Der Objektivierung und Präzisierung bei der Anwendung des obenstehenden Kriteriums „Relevanz für förderpolitische Ziele“ dient die hier diskutierte Risikobewertung insgesamt.

Für eine routinemäßige Anwendung stellt sich als wichtige Frage die formale Verknüpfung zwischen Risikokennzahl und Nutzenbeitrag zur Erzielung einer resultierenden Bewertung dar. Die dazu gewählte Form (z.B. Multiplikation) und die absolute Höhe der Punktzahlen, die für die Nutzennote verwendet werden, entscheiden über das relative Gewicht, mit dem die Komponenten „Risikobeitrag“ und „Nutzenbeitrag“ in das Resultat eingehen. Offensichtlich müssen Verknüpfung und Zahlenwerte so gewählt werden, daß weder nutzlose Aktivitäten prioritär werden, weil sie auf Problemkreise mit hohem Risikobeitrag zielen, noch mit hohem Nutzen zu einem Problem beitragen, das keinerlei Risikorelevanz hat. Für unsere Grundsatzüberlegung reicht ein nichtformales Nebeneinanderstellen beider Bewertungskomponenten aus.

Es folgt nun eine Darstellung über einige praktische Bewertungsbeispiele aus den Bereichen Kernschmelzen und Personalqualifikation. Sie zeigen, daß die Zuordnung einer Forschungsaktivität zu verschiedenen in der Risikostudie behandelten Problembereichen sorgfältige fachliche Analysen erfordert.

In Bild 7 sind relativ einfache Zuordnungsbeispiele aus dem Projekt „Kernschmelzen“ erläutert.

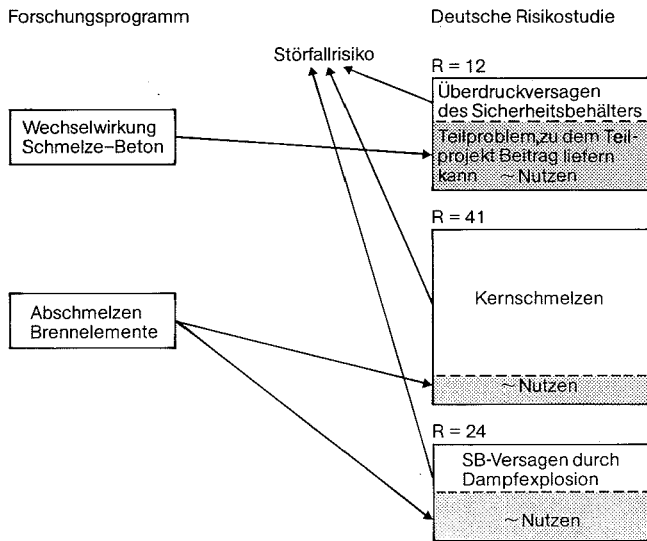


Bild 7: Zuordnungsbeispiele aus dem Projekt „Kernschmelzen“

Möglichkeiten	Grenzen
- Bewertung von Forschungsaktivitäten bzgl. Beitrag zum Unterziel „Störfallrisikominderung“	- Meßinstrument, nicht Zielvorgabe
- quantitative nachvollziehbare Bewertungsmethode	- keine Gesamtbewertung (nur Teilmenge des Programms erfaßbar)
- Identifizierung von Forschungsfragen (Schwerpunktsetzung)	- nur Risikokennzahlen objektiv ableitbar, subjektive Nutzenbewertung
- Fördert objektive Fachdiskussion	- Genauigkeit, Allgemeingültigkeit und Aktualität der Risikokennzahlen
	- formaler Aufwand erforderlich

Bild 8: Möglichkeiten und Grenzen der Bewertungsmethoden

Für das Forschungsteilprojekt „Wechselwirkung Schmelze-Beton“ ergibt sich eindeutig eine Zuordnung zum Risiko-Problemkreis „Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters“; für diesen Problemkreis wurde – nach der bereits beschriebenen Methode – die Risikokennzahl $R = 12$ ermittelt.

Bei dem Projekt „Abschmelzen Brennelemente“ gibt es dagegen die Möglichkeit der Zuordnung entweder zu dem Problemkreis „Sicherheitsbehälter-Versagen durch Dampfexplosion“ mit der Risikokennzahl $R = 24$ oder zum (sehr globalen) Problemkreis „Kernschmelzen“ mit der Risikokennzahl $R = 41$.

Trotz der unterschiedlichen Risikokennzahlen wird die Gesamtbewertung für beide Zuordnungsfälle ein ähnliches Resultat ergeben, denn die Nutzenbeiträge des Teilprojektes zu den Problemen sind sehr verschieden. Das ist durch die graphisch hervorgehobene Nutzenfläche angedeutet. Die Aufklärung der Frage, ob und in welchem Umfang Sicherheitsbehälter-Versagen durch Dampferzeuger (DE) überhaupt stattfinden kann, ist offensichtlich höher zu bewerten als der Nutzen für das Globalproblem Kernschmelzen, weil bei den meisten Kernschmelzabläufen – außer Folgerungen für DE oder H_2 -Explosion – die Klärung des genauen Abschmelzvorganges kaum von Bedeutung ist.

Stellvertretend für Themen, bei denen Zuordnung und Risikobewertung einen höheren Aufwand als im vorigen Beispiel erforderten, sei das Teilprojekt „Personalqualifikation“ erwähnt. Ohne auf die Details der hierzu durchgeführten Analyse der Risikostudie einzugehen, kann resultierend festgehalten werden:

- Eine Aufgliederung der DRS bis hinunter zu einem Problemkreis „Qualifikation des Personals“ gelang nicht. Als kleinster übergreifender Problembereich kann aus Fachband 2 der DRS [2] das Feld „menschliches Fehlverhalten“ identifiziert werden. Eine quantitative Aussage, welcher Anteil des Fehlverhaltens qualifikationsbedingt ist, ist in der Risikostudie und nach unseren Kenntnissen auch anderswo nicht formuliert.
- Auch für den übergreifenden Problemkreis „menschliches Fehlverhalten“ kann nur schwer ein Risikobeitrag ermittelt werden. Wegen der Mehrfacheinwirkung des menschlichen Verhaltens auf Störfallabläufe wäre dazu eine

umfangreiche, modifizierte Auswertung der Fehlerbäume der Risikostudie nötig.

- Als Näherung kann jedoch der Beitrag menschlichen Fehlverhaltens zum Erwartungswert für Kernschmelzen angegeben werden.

Die Einordnung derartiger Forschungsthemen in eine Bewertungsreihe ist daher machbar, erfordert aber weitere, über die Darstellung der Risikostudie hinausgehende Informationen und Abschätzungen.

Insgesamt sind wir bei unseren Überlegungen und Probebewertungen zu dem Schluß gekommen, daß die Bewertung von Forschungsaktivitäten mit Hilfe von Risikoanalysen durchführbar ist. Sie zwingt zu einer intensiven fachlichen Durchdringung der Zusammenhänge der Forschungsthemen mit den risikorelevanten Problemen. Diese Durchdringung und die darangeknüpfte Diskussion sind ein wesentlicher Gewinn zur Erlangung einer objektiven Förderempfehlung. Er ist unabhängig davon, wie nun das Ergebnis der Diskussion – in Zahlen, verbal oder bildlich – dargestellt wird.

Die Möglichkeiten und Grenzen, die wir sehen, sind in Bild 8 noch einmal zusammengestellt.

Möglichkeiten:

Die Beurteilung von Forschungsaktivitäten aus dem Blickwinkel der Risikoanalyse ist möglich bezüglich des Programmteils „Minderung des Störfallrisikos“. Sie stellt eine quantitative, nachvollziehbare Bewertungsmethode dar, die auch zur Identifizierung wichtiger Forschungsfragen, d.h. zur Schwerpunktsetzung im Programm beiträgt. Aussagen des Bewertungsverfahrens fördern als Kristallisationskeim die objektive Fachdiskussion über Forschungsaktivitäten.

Grenzen:

Wir sprechen über ein Meßinstrument, nicht über eine neue Zielvorgabe. Mit diesem Meßinstrument ist nur eine Teilmenge der Forschungsaktivitäten erfaßbar. Nur die Risikokennzahlen sind objektiv ableitbar, während die Nutzenbewertung subjektiv bleibt (wenn auch anhand von objektiven Kriterien). Die Grenzen der Risikostudie bezüglich Genauigkeit, Allgemeingültigkeit und Aktualität gelten auch für die Risikokennzahlen. Schließlich ist zu bemerken, um auf eine zu vermeidende Gefahr hinzuweisen, daß die angestrebte Objektivierung einen gewissen formalen Aufwand erfordert.

Dieser darf nicht einengender Selbstzweck werden, sondern muß Mittel zum Zweck bleiben.

Auf der Basis dieser Schlußfolgerungen streben wir als weiteres Vorgehen an:

- Erprobung und Diskussion der Methodik zusammen mit betroffenen Sachverständigen bei der Beratung umfangreicher Neuvorhaben oder neuer Arbeitsgebiete. Dazu ist erforderlich:

Vorbereitung der Risikokennzahlen für die jeweils zugehörigen Gebiete,

Diskussion des Nutzenbeitrages der Forschungsaktivitäten im Sachverständigenkreis.

- Verknüpfung von Nutzen- und Risikobewertung (formal, bildlich oder verbal),
- Einbringen von Ergebnissen als einen Beitrag in die Diskussion zur Gesamtprioritätensetzung im Programm.

Natürlich ist auch mit Modifizierungen des Vorgehens mit wachsender Erfahrung zu rechnen.

Eingangs wurde die Aufgabe formuliert, neu verfügbare Hilfsmittel bestmöglich zu nutzen, um Fachempfehlungen für Förderentscheidungen möglichst objektiv und transparent zu erarbeiten. Die Aussagen aus Risikoanalysen können als ein solches Mittel angesehen werden. Die Grenzen ihrer Verwendbarkeit sind zu beachten und die Methode in der weiteren Erprobung zu verbessern.

Schrifttum

- [1] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko – Hauptband. Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979, ISBN 3-921059-67-4
- [2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 2: Zuverlässigkeitsanalyse. Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1981, ISBN 3-88585-013-3

Diskussion

W. S i e b e r (Soz.-Min. Niedersachsen):

Welche Reduzierung der Eintrittshäufigkeit von Kernschmelzen ergibt sich aus heutiger Sicht?

F.-W. H e u s e r (GRS):

Beim gegenwärtigen Stand der Arbeiten zur Phase B der Risikostudie läßt sich diese Frage noch nicht endgültig beantworten. Ich habe daher im Vortrag hierzu auch keine Zahlen genannt.

Andererseits resultierte in Phase A der Studie ein Anteil von etwa zwei Dritteln zur Eintrittshäufigkeit von Kernschmelzen aus menschlichem Fehlverhalten bei der Einleitung und Überwachung des Abfahrvorgangs nach einem Kühlmittelverlust über ein kleines Leck. Berücksichtigt man die inzwischen erfolgte Automatisierung des Abfahrvorgangs und einige weitere Systemverbesserungen in der Anlage, so sollte damit die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen auf einen Wert etwas oberhalb von 10^{-5} pro Jahr und Anlage reduziert werden können. Hier muß man allerdings in den derzeitigen Untersuchungen noch prüfen, ob aus anderen Ereignisabläufen, die in Phase A noch nicht behandelt werden konnten – z.B. Ereignisabläufe, die aus einem nicht beherrschten Frischdampf-Leitungsbruch resultieren –, keine zusätzlichen maßgeblichen Beiträge zur Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen auftreten können.

L. F. F r a n z e n (GRS):

Sie haben in Ihren Ausführungen gezeigt, wie sich die Berücksichtigung neuerer Erkenntnisse zum Sicherheitsbehälterversagen und zur Spaltproduktrückhaltung auf die ermittelten Früh- und Spätschäden auswirkt. Nun ist ebenfalls eine Reduktion, insbesondere der Spätschäden, zu erwarten, wenn Sie von der pessimistischen Annahme einer linearen, durch den Nullpunkt verlaufenden Dosis/Risiko-Beziehung abgehen und Beziehungen verwenden, die beispielsweise linearquadratisch sind und/oder einen Cut-off-Wert enthalten. Ist so etwas in der Phase B vorgesehen oder schon untersucht worden? Wie sehen die Ergebnisse aus?

F.-W. H e u s e r (GRS):

Es ist richtig, in den Unfallfolgenrechnungen zur Phase A der Risikostudie und auch für die hier diskutierten Ergebnisse wurde zur Ermittlung der Spätschäden eine rein lineare Dosis/Risiko-Beziehung mit einem effektiven Risikofaktor von $1,25 \cdot 10^{-4}$ pro rem entsprechend ICRP 26 verwendet. Mit dieser Beziehung überschätzt man sicher – vor allem im Bereich niedriger Dosen – die Schadensfolgen.

Neben anderen methodischen Verbesserungen im Unfallfolgenmodell sind hier für die Phase B Rechnungen mit nichtlinearer Dosis/Risiko-Beziehung und Berücksichtigung der Dosisfaktoren nach ICRP 30 geplant. Vielleicht kann Herr Dr. Horsch vom KfK zu diesem Punkt noch einige Ergänzungen machen.

F. H o r s c h (KfK):

Es sind sowohl Rechnungen durchgeführt worden unter Verwendung der in WASH-1400 zitierten nichtlinearen Dosis/Wirkungs-Beziehung für Spätschäden als auch solche mit Diskriminierung der Spätschäden, die durch Dosen kleiner als die in § 28.3 der Strahlenschutzverordnung angegebenen verursacht werden. In beiden Fällen ist die Reduzierung der errechneten Spätschäden beträchtlich, z.B. bei Verwendung der nichtlinearen Dosis/Wirkungs-Beziehung bis zu einem Faktor 5.

H. U n g e r (Universität Stuttgart):

Containment-Versagen durch Überdruck noch nach 4 Tagen, muß das sein? Gibt es keine Möglichkeiten, den so langsam einsetzenden Druckaufbau zu mildern, so daß das Containment-Versagen verhindert wird? Damit würde das Gesamtrisiko aufgrund des späten Containment-Versagens beträchtlich reduziert werden.

F.-W. Heuser (GRS):

Natürlich kann man fragen, ob mit zusätzlichen Maßnahmen bzw. sicherheitstechnischen Ausrüstungen bei einem Kernschmelzunfall das Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters weiter verzögert oder sogar gänzlich vermieden werden kann. Entsprechende Überlegungen werden ja auch diskutiert. Die Arbeiten und Ergebnisse der Risikostudie beziehen sich jedoch zunächst auf eine vorgegebene Referenzanlage. Die Studie hatte bisher nicht die Aufgabe, hier den Einfluß zusätzlicher Maßnahmen auf mögliche Auswirkungen eines Kernschmelzunfalls zu untersuchen. Das ist auch eine schwierige Frage, muß man doch Vor- und Nachteile zusätzlich vorgeschlagener Maßnahmen im Gesamtkomplex möglicher Unfallabläufe und Einflußparameter sorgfältig analysieren und gegeneinander abwägen.

W. Kröger (KFA):

Herr Heuser, bei der Spaltproduktrückhaltung im Sicherheitsbehälter und Ringraum und den dazu zur Verfügung stehenden Zeiten sind Sie vom Niederdruckpfad ausgegangen. Könnten Sie sagen, ob und wie der Hochdruckpfad die Ergebnisse beeinflussen könnte?

Herr Leven, welche Rolle spielen Unsicherheitsfaktoren und deren Analyse in Ihrem Konzept, welchen Risikobetrag messen Sie ihnen zu und welche Prioritäten haben Maßnahmen zur Reduzierung der Unsicherheiten in der Risikostudie?

F.-W. Heuser (GRS):

Ich hatte bereits im Vortrag darauf hingewiesen, daß zum Hochdruckpfad noch eine Reihe von Einzeluntersuchungen erforderlich sind, so z.B. zu der Frage auftretender Druckspitzen im Sicherheitsbehälter oder den Rückstoßkräften auf die RDB-Verankerungen nach Versagen des RDB. Hierzu vorliegende erste Abschätzungen müssen noch endgültig abgesichert werden, bevor man Angaben zur Spaltproduktfreisetzung bei Kernschmelzen unter vollem Innendruck machen kann. Im Zuge der Arbeiten zur Phase B sind bisher hier noch keine Rechnungen zur Spaltproduktfreisetzung nach außen vorgenommen worden. Ihre Frage läßt sich meines Erachtens heute noch nicht beantworten.

D. Leven (GRS):

Ihre Frage betrifft sowohl den Einfluß der Unsicherheiten auf die Bewertungsmöglichkeit als auch das Gewicht, das der Beseitigung einer Unsicherheit bei dem diskutierten Bewertungskonzept beigemessen wird.

Zum ersten Gesichtspunkt: Die Unsicherheiten der Risikoanalyse pflanzen sich in einem aus der Risikoanalyse abgelei-

teten Bewertungsmodell grundsätzlich fort. Ich halte jedoch eine Bewertung mit Hilfe unsicherer Ergebnisse immer noch für durchschaubarer und hilfreicher, als eine nicht nachvollziehbare, subjektive Schätzung. Für die Herstellung einer relativen Rangfolge spielen außerdem viele Unsicherheiten, die in alle Bewertungspfade gleichermaßen eingehen (wie z.B. die Dosis/Wirkungs-Beziehung), keine Rolle.

Zum zweiten Gesichtspunkt: Die Forschung zur Aufklärung von Unsicherheiten in der Risikoangabe sehe ich als prioritär an. Eine Rangfolge in diesem Forschungsbereich läßt sich erreichen, indem man durch Grenzauschätzungen prüft, welche Veränderung des errechneten Risikowertes durch die geplante Forschungsarbeit maximal zu erwarten ist.

A. Tietze (TÜV Rheinland):

Denken Sie beim Begriff „Personalqualifikation“ nur an die individuelle Qualifikation von Mitarbeitern oder auch an Gruppenqualifikation? Wenn das letzte auch der Fall ist, dann stellt sich die Frage nach den geeigneten Beurteilungskriterien, etwa für eine personelle Betriebsorganisation.

D. Leven (GRS):

Wir haben unter dem Oberbegriff „Personalqualifikation“ jede Art von Qualifikation der am Kraftwerksbetrieb Beteiligten verstanden. Die von Ihnen angesprochene Differenzierung haben wir nicht durchgeführt, da selbst der undifferenzierte Oberbegriff nicht mit einer Risikokennzahl belegt werden konnte. Inwieweit Auswirkungen der personellen Betriebsorganisation den Risikobeitrag aus menschlichen Fehlhandlungen beeinflussen, wurde in bisher vorliegenden Risikoanalysen nicht ermittelt.

E. Maier (GRS):

Ist ein Prioritätenvergleich von Forschungsthemen nur in Teilbereichen unter Bezug auf die deutsche Risikostudie möglich? Ist ein Gesamtvergleich der Prioritäten im RS-Forschungsprogramm möglich?

D. Leven (GRS):

Ein Gesamtvergleich ist nicht möglich. Dazu müßten eine relative Gewichtung der beiden nicht berücksichtigten Programm-Unterziele und kompatible Bewertungsmethoden für die Forschungsaktivitäten, die diesen Unterzielen dienen, verfügbar sein. Außerdem liefert die Bewertung aus dem Blickwinkel Risiko nur einen Teilaspekt. Dennoch ist auch eine Bewertung in einer nicht unerheblichen Teilmenge des Programms ein sehr nützlicher Beitrag zur Prioritäten Diskussion, aber man muß die Grenzen dieser Möglichkeit akzeptieren.

