



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

GRS-Bericht

SICHERHEITSBEHÄLTER  
VON KERNKRAFTWERKEN

2. GRS-Fachgespräch  
Köln, 19. – 20. Oktober 1978

---

GRS-13 (Januar 1979)



---

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

## GRS-Bericht

# SICHERHEITSBEHÄLTER VON KERNKRAFTWERKEN

2. GRS-Fachgespräch  
Köln, 19. – 20. Oktober 1978

**GRS-13 (Januar 1979)**



# Inhaltsverzeichnis

	Seite
Begrüßung (A. Birkhofer) . . . . .	1
Standortvorsorge für Energieanlagen – Ein Element zur langfristigen Sicherung der Energieversorgung Vortrag F.-J. Dreyhaupt . . . . .	2
Eröffnung des Fachgesprächs (O. Kellermann) . . . . .	12
Sicherheitsbehälter als wesentliches Rückhaltesystem für radioaktive Stoffe Vortrag D. Bachner, H.-G. Friederichs und W. Ullrich . . . . .	13
Diskussion zum Vortrag D. Bachner, H.-G. Friederichs und W. Ullrich . . . . .	16
Bestätigen die Experimente die thermodynamischen Belastungen von Volldruck-Sicherheitsbehältern? Vortrag D. Risse . . . . .	17
Diskussion zum Vortrag D. Risse . . . . .	22
Leckratenprüfung bei Sicherheitsbehältern Vortrag M. Engel . . . . .	24
Diskussion zum Vortrag M. Engel . . . . .	28
Konstruktive und festigkeitsmäßige Auslegung von Sicherheitsbehältern Vortrag H. Schulz . . . . .	31
Diskussion zum Vortrag H. Schulz . . . . .	37
Brandschutzfragen im Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken Kurzreferat P. Heyder . . . . .	38
Diskussion zum Kurzreferat P. Heyder . . . . .	38
Probabilistische Zuverlässigkeitsbeurteilung von Sicherheitsbehältern am Beispiel des Druckwasserreaktors Vortrag P. Kafka und G. I. Schuëller . . . . .	39
Diskussion zum Vortrag P. Kafka und G. I. Schuëller . . . . .	49
Das umgebende Gebäude des Sicherheitsbehälters als Bestandteil des Sicherheitseinschlusses Vortrag H. Alex und W. M. Kuntze . . . . .	51
Diskussion zum Vortrag H. Alex und W. M. Kuntze . . . . .	57
Zusammenfassung der Ergebnisse (E. F. Hicken) . . . . .	59
Teilnehmerverzeichnis . . . . .	60
Verteiler . . . . .	71

# Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken

## Einleitung

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

In dem knappen Jahr, das seit dem letzten Fachgespräch in München vergangen ist, hat sich die Situation der Kernenergie insgesamt kaum geändert.

Obwohl die politische Entscheidung im wesentlichen positiv für die Kernenergie ausgefallen ist, geht die tatsächliche Entwicklung nur zögernd vorwärts. Das gilt nicht nur für Genehmigung, Errichtung und Inbetriebnahme von Kernkraftwerken, sondern vor allem auch für die Realisierung des nuklearen Entsorgungszentrums.

Was die Kernkraftwerke angeht, spielt vor allem die Tatsache eine entscheidende Rolle, daß praktisch jede behördlich erteilte Genehmigung vor den Verwaltungsgerichten angefochten wird. Grundsätzlich läßt sich dies im Interesse der Rechtsstaatlichkeit nicht ändern.

Die Verfahren sind oft sehr langwierig, nicht zuletzt, da im Rahmen der Beweisaufnahme häufig alle Fragen der Reaktorsicherheit zur Diskussion stehen. Man sollte sich überlegen, ob nicht Verbesserungen möglich sind, die zu einer schnelleren und trotzdem sachlich und rechtlich fundierten Entscheidungsfindung beitragen.

Im Zusammenhang mit der gerichtlichen Überprüfung von Genehmigungen wurde auch aus der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) eine größere Anzahl von Sachverständigen geladen. So haben bisher in den Verfahren zu acht Kernkraftwerken über 20 Mitarbeiter der GRS als Sachverständige mitgewirkt.

Nach den dabei gemachten Erfahrungen ist es besonders wichtig, nicht nur das Fachwissen vor den Verwaltungsgerichten konzentriert einzusetzen, sondern auch in einer für alle beteiligten Parteien klar verständlichen Sprache vorzutragen. Häufig treten dabei Verständigungsschwierigkeiten auf, die auf unterschiedlicher Denkweise und Terminologie von Sachverständigen und Juristen beruhen.

Beispielsweise zeigen sich immer wieder Schwierigkeiten, quantitative Aussagen zur Wahrscheinlichkeit bestimmter Ereignisse mit den im juristischen Sprachgebrauch üblichen qualitativen Umschreibungen in Einklang zu bringen. Was der Jurist als „nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen“ bezeichnet, kann für den Techniker durchaus mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von 1 : 100000 verbunden sein. Dies wiederum erweckt den Eindruck, daß ein solches Ereignis doch nicht so ganz ausgeschlossen ist.

Dies ist übrigens ein Teil der Problematik, die zu bedenken ist, wenn man Genehmigungsverfahren und auch gerichtliche Entscheidungen im Atomrecht stärker als bisher auf probabilistische Methoden und vor allem auf Risikoanalysen abstützen will. Die Hoffnung, hierdurch eine stärkere Objektivierung der Sicherheitsbeurteilung zu erreichen, ist sicherlich berechtigt. Von Vorteil kann insbesondere die systematische Vorgehensweise dieser Methoden sein, da hierdurch mögliche Lücken in der Sicherheitskonzeption entdeckt und somit vermieden werden können. So wird auch eine weitgehend objektive Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung verschiedener Anlagenteile ermöglicht. Die erlaubt dann beispielsweise eine sinnvolle Abstufung der Anforderungen an die Qualitätssicherungsmaßnahmen.

Andererseits ist vor allzuviel Optimismus zu warnen. Zuverlässigkeitsanalysen und vor allem Risikoanalysen liefern Abschätzungen, die gegenwärtig und auch für die nächsten Jahre noch mit größeren Unsicherheiten verbunden sind. Vorläufig bleibt nur die Möglichkeit, bei den Analysen so vorzugehen, daß sich die Unsicherheiten vorwiegend nach der sicheren Seite auswirken.

Diese Einschätzung der Möglichkeiten und Grenzen von Risikoanalysen wurde im übrigen erst kürzlich durch eine unabhängige Expertenkommission bestätigt, die im Auftrag der USNRC die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie einer kritischen Würdigung unterzogen hat.

Die Bemühungen der Kerntechnik, nicht nur die Sicherheit der Umgebung zu gewährleisten, sondern darüber hinaus die verbleibenden Risiken zu quantifizieren, scheinen zunehmend zum Vorbild auch für andere Technologien zu werden. So wurde kürzlich eine Risikostudie für Anlagen der petrochemischen Industrie in der Nähe von London veröffentlicht.

Vergleicht man deren Ergebnisse mit der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie, so zeigt sich, daß die durch Kernkraftwerke verursachten Risiken weit unterhalb der Werte liegen, die für die untersuchten Chemieanlagen ermittelt werden.

Ein ganz anderes Thema bereitet uns mehr und mehr Sorge. Von verschiedener Seite wurde immer wieder die Forderung erhoben, sogenannte kritische und unabhängige Sachverständige bzw. Wissenschaftler in Beratungsgremien und zu Sachverständigengutachten heranzuziehen. Mit dieser Forderung wird – zumindest unbewußt – der Eindruck erweckt, daß die im Rahmen von Genehmigungsverfahren tätigen Sachverständigen unkritisch und voreingenommen seien. Der hohe Stand der Reaktorsicherheitstechnik, der nicht zuletzt durch

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

die kritische Tätigkeit unserer Experten zustande kam, widerlegt dies deutlich.

Zu bemerken ist allerdings, daß an die fachliche Qualifikation der Sachverständigen ganz besonders hohe Anforderungen gestellt werden müssen. Außer einer soliden wissenschaftlichen Ausbildung an einer anerkannten Hochschule oder Universität ist auch eine entsprechende Erfahrung in der gewählten Disziplin notwendig. Das wird hoffentlich auch künftig bei allen Genehmigungsverfahren eingehalten.

Auf diese allgemeinen Bemerkungen sollen einige Worte zum engeren Thema dieses Fachgesprächs folgen. Mit dem Stichwort „Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken“ verbinden sich sicherlich für den Fachmann und den Laien unterschiedliche Vorstellungen:

1. *Für den Fachmann* stellt der Sicherheitsbehälter zusammen mit dem umgebenden Gebäude und einigen Hilfssystemen als Sicherheitseinschluß die letzte Barriere gegen den Austritt radioaktiver Spaltprodukte in die Umgebung dar. Als

technische Sicherheitseinrichtung muß dieser gegen ein weites Spektrum innerer und äußerer Belastungen ausgelegt sein.

2. *Für den Laien* bildet der Sicherheitsbehälter zusammen mit dem umgebenden Gebäude eine Trenn- bzw. Schutzwand zu Vorgängen, von denen er sich kein richtiges Bild machen kann; Abbildungen von Kernkraftwerken, auf denen der Sicherheitsbehälter besonders ins Auge springt, betrachtet er eher mißtrauisch und mit Unbehagen, das es auszuräumen gilt.

Das vorliegende Heft enthält nicht nur die Referate des Fachgesprächs 1978, sondern auch die Ausführungen, mit denen Ministerialdirigent Professor Dr. Dreyhaupt bei der Eröffnungsveranstaltung am Vorabend des Fachgesprächs die Standortvorsorge für Energieanlagen erörtert hat.

Es ist zu hoffen, daß dieses Heft dazu beiträgt, die Aufgaben des Sicherheitsbehälters weiter zu verdeutlichen und im Detail zu erläutern.

## Standortvorsorge für Energieanlagen – Ein Element zur langfristigen Sicherung der Energieversorgung

Von F. J. Dreyhaupt<sup>1)</sup>

Beim Lesen des Themas mag mancher spontan gedacht haben: „Was heißt hier Standortvorsorge? Standorte für Energieanlagen haben wir genug; was wir brauchen, sind ausnutzbare, möglichst unanfechtbare Genehmigungen zum Bau der Kernkraftwerke, die bereits seit Jahren geplant, teilweise begonnen, aber durch Verwaltungsgerichtsverfahren behindert sind!“

Wer so argumentiert, dem ist das nicht zu verdenken. Wir haben in der Tat heute<sup>2)</sup> mehr Kraftwerkskapazität an konkreten Standorten in Genehmigungsverfahren, als wir – zusammen mit dem vorhandenen Kraftwerksbestand – im Jahre 1990 brauchen werden. Der Stand der anhängigen Genehmigungsverfahren für Kraftwerke mit einer elektrischen Leistung von mehr als 300 MW geht aus der Tafel 1 hervor.

Kämen von den in der Tafel 1 aufgeführten Vorhaben nur die bereits im Genehmigungsverfahren befindlichen mit einer Gesamtkapazität von rund 50000 MW in der vorgesehenen Zeit bis 1990 zum Zuge, dann hätten wir wahrscheinlich eine Überkapazität. Nach den Informationen der Zweiten Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung vom 14. Dezember 1977 wird für das Jahr 1985 eine Kraftwerkskapazität von etwa 110000 MW für erforderlich gehalten, 1990 sollen es etwa 132000 MW sein. Pestel kommt in seinem neuen Buch „Das Deutschlandmodell“ allerdings zu geringeren Werten: Für 1985 hält er – auch unter Berücksichtigung der notwendigen Reserve – einen Bedarf an Kraftwerkskapazität von knapp 90000 MW für realistisch. Erst für das Jahr 2000 rechnet er mit einer notwendigen Kapazität von etwa 130000 MW. Nach den Berechnungen von Pestel liegt übrigens die heute verfügbare Kapazität bereits um 10 % über der für 1980 geschätzten notwendigen Kapazität von etwa 75000 MW; zur Verfügung steht heute in der Bundesrepublik

eine Kraftwerksleistung von etwa 83000 MW. Rechnet man bis 1990 mit einem Ersatzbedarf von etwa 23000 MW – im Jahre 1990 werden allein Steinkohlekraftwerke mit einer Leistung von etwa 18000 MW älter als 25 Jahre sein –, so kommt man zu dem Ergebnis, daß 1990 etwa 110000 MW zur Verfügung stehen würden (83000 MW + 50000 MW – 23000 MW = 110000 MW). Werden die 23000 MW Altanlagen bis dahin aber nicht stillgelegt, so stünde entsprechend mehr Kraftwerksleistung bereit. Davon ist auszugehen, nachdem auch nicht der geringste Ansatz zu einem Stilllegungsprogramm oder Ersatzprogramm Zug um Zug mit dem Neubauprogramm zu erkennen ist.

Die imaginären Themakritiker haben recht: Bis 1990 haben wir Kraftwerksstandorte genug, zumindest genug im Gespräch, das heißt im Genehmigungsverfahren. Und warum eigentlich sollen wir bis zum Jahre 2000 nicht noch weitere Standorte für die dann noch eventuell zusätzlich benötigten etwa 10000 oder 20000 MW finden?

So einfach liegen die Dinge aber leider nicht. Denn

1. werden wahrscheinlich einige beantragte Genehmigungen infolge partiell fehlender Genehmigungsvoraussetzungen, insbesondere aus Gründen des Planungsrechts, nicht oder – im Falle von Kernkraftwerken – aus energiepolitischen Gründen erst sehr verspätet erteilt werden können; als Beispiele lassen sich hier die Kernkraftwerke Hamm und Vahnum nennen, für die die Landesregierung des Landes Nordrhein-Westfalen nicht beabsichtigt, selbst bei Vorliegen aller sonstigen Genehmigungsvoraussetzungen, vor Anfang der achtziger Jahre eine Genehmigung zu erteilen;
2. werden voraussichtlich einige erteilte Genehmigungen nicht in Anspruch genommen werden, weil Alternativen getragen worden sind, vor allem für Steinkohlekraftwerke in Nordrhein-Westfalen;
3. werden sich erteilte Kraftwerksgenehmigungen wegen verwaltungsgerichtlicher Anfechtungen nicht oder nur verspätet realisieren lassen.

Neben diesen den Genehmigungsverfahren inhärenten Unsicherheiten gibt es noch zwei wesentliche Gründe für die

1) Ministerialdirigent Professor Dr.-Ing. Franz Joseph Dreyhaupt ist Leiter der Abteilung III im Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Soziales (MAGS) des Landes Nordrhein-Westfalen und Mitglied des Aufsichtsrates der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

2) Dieser Beitrag gibt den Stand der Erkenntnisse (Redaktionsschluß) bis zum 1. September 1978 wieder.

Standortvorsorge als langfristige notwendige Maßnahme zur Energiesicherung, nämlich

- einmal die Notwendigkeit, die Genehmigungsverfahren für die Errichtung und den Betrieb eines konkreten Kraftwerks von der entscheidungsrelevanten Standortfrage in dem Sinne zu trennen, daß die Standortfrage bereits prinzipiell vor dem anlagenspezifischen Genehmigungsverfahren möglichst definitiv geklärt wird, und
- zum anderen die Notwendigkeit, in überhaupt einigermaßen prognostizierbaren Zeiträumen für Energieanlagen geeignete Flächen der erforderlichen Größe für diesen Zweck zu sichern, das heißt von anderen Nutzungen freizuhalten, die an dieser Stelle der Nutzung für Energieanlagen entgegenstehen würden.

Im folgenden soll zunächst das akute Problem der notwendigen Verfahrenstrennung und dann das chronische Problem der Langzeitvorsorge behandelt werden.

Sowohl bei Kernkraftwerken als auch bei konventionellen Kraftwerken und sonstigen Energieanlagen, wie zum Beispiel Raffinerien oder Kokereien, gehört die Standortfrage mit zu den Entscheidungskriterien.

Für Kernkraftwerke ergibt sich aus § 7 Abs. 2 Nr. 6 des Atomgesetzes, daß solche Anlagen nur an Standorten errichtet werden dürfen, an denen überwiegende öffentliche Interessen, insbesondere im Hinblick auf die Reinhaltung des Wassers, der Luft und des Bodens, der Wahl dieses Standortes nicht entgegenstehen. Diese Frage kann entsprechend § 7a des Atomgesetzes zum Gegenstand eines Vorbescheidverfahrens gemacht werden, um zu klären, ob an dem vom Antragsteller ausgewählten Standort Errichtung und Betrieb des Kraftwerks überhaupt möglich sind; in den meisten atomrechtlichen Genehmigungsverfahren ist aber bisher von dieser Möglichkeit nicht Gebrauch gemacht worden, vielmehr ist die Standortentscheidung regelmäßig in der ersten Teilerrichtungsgenehmigung enthalten. Für die atomrechtliche Standortprüfung im Genehmigungs- oder Vorbescheidverfahren, die weit über den Inhalt des § 7 Abs. 2 Nr. 6 des Atomgesetzes hinausgeht, hat der Bundesminister des Innern „Bewertungsdaten für Kernkraftwerksstandorte“ [1] und eine „Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen über den Standort“ [2] bekanntgegeben. Die letztgenannte Zusammenstellung gibt einen ausgezeichneten Einblick in die Vielfalt der Informationen, die zur Prüfung der Standorteignung für ein Kernkraftwerk benötigt werden. Die atomrechtliche Standortprüfung schließt aber – bis auf landesinterne Regelungen in den Bauordnungen der Länder Baden-Württemberg und Nordrhein-Westfalen – die abschließende Beurteilung nach dem Bauplanungsrecht nicht ein; diese Beurteilung erfolgt in allen anderen Bundesländern in den separat zu führenden Baugenehmigungsverfahren.

Konventionelle Wärmekraftwerke und sonstige Energieanlagen sind nach den Bestimmungen des Bundes-Immissionsschutzgesetzes genehmigungspflichtig. Die Genehmigung darf nur unter bestimmten Voraussetzungen erteilt werden; sind diese Voraussetzungen jedoch erfüllt, dann hat der Antragsteller – im Gegensatz zu den Verhältnissen im Atomrecht – einen Rechtsanspruch auf die Genehmigung. Die sich auf den Immissionsschutz beziehenden Voraussetzungen sind im Bundes-Immissionsschutzgesetz konkret genannt; eine Anlage – hier eine Energieanlage – darf nur genehmigt werden, wenn

- schädliche Umwelteinwirkungen durch Luftverunreinigungen und Lärm sowie sonstige Gefahren erhebliche Nachteile und erhebliche Belästigungen durch die Anlage nicht hervorgerufen werden können; das bedeutet in unserem konkreten Fall: wenn die Immissionsgrenzwerte nach der Technischen Anleitung (TA) Luft oder sonstigen Verwaltungsvorschriften und die Immissionsrichtwerte nach der TA Lärm eingehalten sind;

- Vorsorge gegen das Entstehen schädlicher Umwelteinwirkungen getroffen wird, das heißt wenn die Anlage in allen Beziehungen zum Immissionsschutz dem Stand der Technik entspricht; auf unseren Fall angewendet: wenn die Anlage mit einer Entstaubungsanlage, einer Rauchgasentschwefelungsanlage, einem Schornstein entsprechender Höhe sowie mit Vorrichtungen zur Lärminderung nach dem Stand der Technik ausgerüstet ist;
- die entstehenden Reststoffe recycelt werden oder – soweit dies technisch nicht möglich oder wirtschaftlich nicht vertretbar ist – die Reststoffe als Abfälle ordnungsgemäß beseitigt werden; auf unsere Energieanlagen bezogen heißt das: Wenn die Asche und Schlacke und gegebenenfalls die Rückstände aus der Rauchgasentschwefelung einer vernünftigen technischen Verwendung – zum Beispiel in der Zement- oder Gipsindustrie – zugeführt oder die Rückstände in schadfreier Weise deponiert werden.

Neben diesen speziellen immissionsschutztechnischen Voraussetzungen wird als weitere Genehmigungsvoraussetzung im Bundes-Immissionsschutzgesetz ausdrücklich gefordert, daß „andere öffentlich-rechtliche Vorschriften und Belange des Arbeitsschutzes der Errichtung und dem Betrieb der Anlagen nicht entgegenstehen dürfen“. Zu den öffentlich-rechtlichen Vorschriften in diesem Sinne gehören alle die Vorschriften, die – in unserem Falle – durch die Errichtung und den Betrieb einer Energieanlage tangiert werden können, so zum Beispiel die wasserrechtlichen Bestimmungen, das Naturschutzgesetz, das Luftverkehrsgesetz (wegen der Schornsteinhöhe) sowie last but not least die planungsrechtlichen Bestimmungen, konkret also das Bundesbaugesetz und die Baunutzungsverordnung. Das Vorliegen aller dieser Genehmigungsvoraussetzungen ist im immissionsschutzrechtlichen Genehmigungsverfahren von der Genehmigungsbehörde – unter Beteiligung der fachlich zuständigen Behörden – zu prüfen; nach den Bestimmungen des Bundes-Immissionsschutzgesetzes schließt nämlich – anders als im Atomrecht – die immissionsschutzrechtliche Genehmigung andere die Anlage betreffende behördliche Entscheidungen ein, ausgenommen jedoch einige spezielle Entscheidungen, so insbesondere auch die wasserrechtliche Entscheidung, in den Fällen der Kohlekraftwerke wegen der Ableitung von Salzen und Schwermetallen aus den Rauchgasentschwefelungsanlagen ein wenig problematisch ist. Die Konzentrationswirkung der immissionsschutzrechtlichen Genehmigung – in Baden-Württemberg und Nordrhein-Westfalen auch der atomrechtlichen Genehmigung – ergibt aber nur dann Vorteile im Verfahrensablauf, wenn sich die baubehördliche Entscheidung auf bereits vorliegende Bebauungspläne stützen kann; anderenfalls kann die mitzuerteilende Baugenehmigung zu einem entscheidenden Verfahrenshemmnis werden.

Soweit die Recherchen bei der Vorbereitung dieses Beitrages gereicht haben, läßt sich sagen, daß kaum ein Kraftwerksvorhaben – seien es Kernkraftwerke oder konventionelle Kraftwerke – ohne Nachbareinwendungen, Widersprüche und/oder Klagen in Angriff genommen werden konnte oder kann. Die Genehmigungsverfahren werden als sogenannte öffentliche Verfahren betrieben, das heißt die Vorhaben werden nach Antragstellung in den Amtsblättern der Genehmigungsbehörde, in den im Einwirkungsbereich der Anlagen erscheinenden Tageszeitungen und gegebenenfalls an den Anschlagtafeln der betroffenen Gemeinden öffentlich bekanntgemacht mit gleichzeitigem Hinweis darauf, daß die Antragsunterlagen während einer Zeit von zwei Monaten eingesehen werden und Einwendungen erhoben werden können. Nach dem Ende der Auslegungsfrist und nach Auswertung der eingegangenen Einwendungen findet ein Erörterungstermin mit den Einwendern, dem Antragsteller, den beteiligten Behörden und gegebenenfalls mit Sachverständigen statt, in dem den Einwendern Gelegenheit gegeben wird, ihre Einwendungen noch einmal substantiiert vorzutragen. Das Verfahren ist für die Kernenergie-

Tafel 1: In der Bundesrepublik geplante und im Bau befindliche Kraftwerke mit einer elektrischen Leistung von rund 300 MW und mehr (Stand: 1. September 1978).

Teil A: Kernkraftwerke

Bezeichnung/Standort	Land	Leistung (MW)		Voraussichtliche Inbetriebnahme	Stand des Verfahrens
		brutto	netto		
KKI-1/Ohu (Isar)	BY	907	870	1978	Errichtung abgeschlossen, 1. TBG 18. 11. 1977
KKU/Esenshamm (Weser)	ND	1300	1230	1978	1. TEG 28. 6. 1972, Errichtung abgeschlossen, 1. TBG 14. 4. 1978, VG-Verfahren
KKP-1/Philippshurg (Rhein)	BW	900	864	1978	Errichtung abgeschlossen, 1. TBG voraussichtlich 1978
KKK/Krömmel-Geesthacht (Elbe)	SH	1316	1260	1980	1. TEG 18. 12. 1973, 8 TEG erteilt, VG-Verfahren
KKG/Grafenrheinfeld (Main)	BY	2 x 1300	1 x 1229 1 x ?	1980	1. TEG für Block A 21. 6. 1974 (Errichtungsgenehmigung), VG-Verfahren; Raumordnungsverfahren für Block B abgeschlossen 22. 1. 1974
Mülheim-Kärlich	RP	1308	1205	1980	1. TEG 14. 1. 1975, 3 TEG erteilt, VG-Verfahren
KRB II-B und -C/Gundremmingen (Donau)	BY	2 x 1310	2 x 1244	B: 1981 C: 1982	1. TEG 16. 7. 1976, 2 TEG erteilt, VG-Verfahren
KWG/Grohnde (Weser)	ND	1361	1294	nach 1981	1. TEG 8. 6. 1976, VG-Baustopp
KKP-2/Philippshurg (Rhein)	BW	1362	1281	1982	1. TEG 6. 7. 1977, 2 TEG erteilt, VG-Verfahren
THTR 300/Hamm-Uentrop	NW	308	295	1982	1. TEG 3. 5. 1971, 8 TEG erteilt
SNR 300/Kalkar (Niederrhein)	NW	327	295	1983	1. TEG 18. 12. 1972, 2 TEG erteilt, VG-Verfahren
KBR/Brokdorf (Elbe)	SH	1365	1290	1983/84	1. TEG 25. 10. 1976, VG-Baustopp
KWS-1/Wyhl (Rhein)	BW	1362	1284	nach 1986	1. TEG 22. 1. 1975, VG-Baustopp
KKH/Hamm-Uentrop	NW	1303	1231	?	1. TEG beantragt 23. 6. 1975, Genehmigungsverfahren läuft
Biblis C/Biblis (Rhein)	HE	1303	1232	?	1. TEG beantragt 18. 4. 1975, Genehmigungsverfahren läuft
GKN-2/Neckarwestheim (Neckar)	BW	855	805	?	1. TEG beantragt 23. 6. 1975, Genehmigungsverfahren läuft
Neupotz-1/Neupotz (Rhein)	RP	1300	1247	nach 1985	1. TEG beantragt 16. 6. 1977, Genehmigungsverfahren läuft
Neupotz-2/Neupotz (Rhein)	RP	1300	?	nach 1986	Standortvorbescheid beantragt 16. 6. 1977, Vorbescheidsverfahren läuft
Vahnum-A und -B/Vahnum (Niederrhein)	NW	2 x 1303	2 x 1232	?	1. TEG beantragt 29. 11. 1974, Genehmigungsverfahren läuft
KWB/Borken, Bez. Kassel	HE	1300	1240	?	1. TEG beantragt 11. 9. 1974, Genehmigungsverfahren läuft
KKE/Lingen (Ems)	ND	1304	?	1986/87	1. TEG beantragt 17. 8. 1978, Genehmigungsverfahren eingeleitet
KKI-2/Ohu (Isar)	BY	1300	1225	?	Raumordnungsverfahren eingeleitet 19. 12. 1976
KRL/Rehling (Lecht)	BY	2 x 1300	2 x 1230	?	Raumordnungsverfahren eingeleitet 16. 5. 1977
KKPt/Pleinting/Donau	BY	1300	1240	?	Raumordnungsverfahren abgeschlossen 10. 2. 1976

anlagen in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung vom 18. Februar 1977 [3] und für die sonstigen Energieanlagen in der 9. Verordnung zur Durchführung des Bundes-Immissionsschutzgesetzes – Verordnung über Grundsätze des Genehmigungsverfahrens – vom 18. Februar 1977 [4] geregelt.

Was öffentliches Verfahren, was Erörterungstermin im Zusammenhang mit Kraftwerken bedeutet, ist aus der Entwicklung der Kernenergie in den letzten Jahren bekannt; Einwenderzahlen bis zu 90000 Personen im Fall des Kernkraftwerks Wyhl kennzeichnen die Beteiligung der Öffentlichkeit. So spektakulär, wie es beim Widerstand gegen die Kernenergie zugeht – hier genügen die Stichworte Wyhl, Brokdorf, Grohnde und Kalkar –, ist es vergleichsweise noch ruhig im Bereich der Kohlekraftwerke. Allerdings ist die Zahl der Einwender in einigen in Nordrhein-Westfalen anhängigen Genehmigungsverfahren für Steinkohlekraftwerke beachtlich, zum Beispiel 240 in Bergkamen, 146 in Dorsten, 183 in Scholven (F),

2059 in Scholven (A), 19 in Lünen, 70 in Hiddingsel, 107 in Mengede, 378 in Herne und 7212 in Datteln; aber die Erörterungstermine sind in den Genehmigungsverfahren für Kohlekraftwerke im allgemeinen weniger spektakulär, nicht so umfangreich und nicht so emotionsgeladen wie in den Verfahren für Kernkraftwerke. Immerhin muß man die Einwendungen als punktuellen oder partiellen Widerstand gegen die Errichtung eines Kraftwerkes an einem bestimmten Standort auffassen. Während sich bei Kernkraftwerken gewissermaßen ein organisierter Widerstand gegen die Kernenergie überhaupt in den einzelnen Erörterungsterminen und weiteren Verfahren niederschlägt, spielen bei den Kohlekraftwerken lokale, individuelle Gründe die entscheidende Rolle, wenn auch nicht zu verkennen ist, daß versucht wird, auch gegen Kohlekraftwerke einen Flächenbrand zu entfachen. Dem stehen aber gerade im Ruhrgebiet die Bergarbeiter und die Industriegewerkschaft Bergbau gegenüber, die offenbar bereit sind, sich auch in Einzelausinandersetzungen gegen die Argumente der

Teil B: Konventionelle Wärmekraftwerke

Standort	Land	Brennstoff	Leistung (MW)		Voraussichtliche Inbetriebnahme	Stand des Verfahrens
			brutto	netto		
Staudinger	HE	H	670	620	1978	Genehmigung erteilt, Anlage in Betrieb
Huckingen	NW	H/G	300	280	1978	Genehmigung erteilt, Anlage in Betrieb
Huntorf	ND	G	290		1978	Genehmigung erteilt
Scholven (F)	NW	SK	740	690	1979	Vorbescheid und 1. – 5. Teilgenehmigung erteilt, Klagen – VG –
Mehrum	ND	SK/H	700	650	1979	Vorbescheid 1977 erteilt, Teilgenehmigung beantragt
Bremen-Hafen	BR	SK	331	300	1979	1. und 2. Teilgenehmigung erteilt
Bergkamen	NW	SK	2 x 740	2 x 690	1981	Vorbescheid und 1. – 3. Teilgenehmigung erteilt, Klagen – VG –
Bexbach	SL	SK	750	690	1982	Genehmigung in Kürze
Essen-Karnap	NW	Müll	2 x 300	2 x 280	1982	Antrag nach AbfG aus Januar 1978
Hückelhoven	NW	SK	2 x 350	2 x 325	1983	Antrag aus 1977
Voerde	NW	SK	2 x 714	2 x 660	1983	Betriebsgenehmigung aus Juni 1978
Neurath (F)	NW	BK	600	560	1983	Antrag auf Vorbescheid und 1. Teilgenehmigung aus März 1977
Scholven (A)	NW	SK	740	690	1983	Vorbescheid und 1. Teilgenehmigung erteilt, Widersprüche
Dorsten	NW	SK	2 x 707	2 x 655	1983	Vorbescheid und 1. Teilgenehmigung erteilt, Klage – VG –
Lahde	NW	SK	720	670	1983	Antrag auf Vorbescheid aus Februar 1978
Werdohl	NW	SK	300	280	1983	Antrag aus Dezember 1977, Genehmigung in Kürze
Siersdorf	NW	SK	750	690	1983	Vorbescheid und 1. Teilgenehmigung aus Juni 1978
Lünen	NW	SK	740	690	1984	Antrag auf Vorbescheid und 1. Teilgenehmigung aus März 1977
Werne-Stockum	NW	SK	2 x 747	2 x 690	1984	Antrag auf Vorbescheid und 1. Teilgenehmigung aus April 1977
Hiddingsel	NW	SK	2 x 747	2 x 690	1984	Antrag auf Vorbescheid und 1. Teilgenehmigung aus August 1977
Frankfurt-Fechenheim	HE	H/G	680	630	1984	Planung
Mannheim	BW	SK	475	435	1984	Antrag gestellt
Mengede	NW	SK	740	690	1984	Antrag auf Vorbescheid aus Juni 1974
Ensdorf (Saar)	SL	SK	750	690	1984	Antrag gestellt
Marl	NW	SK	750	690	1984	Antrag auf Vorbescheid aus Oktober 1977
Datteln/Lippe	NW	SK	2 x 747	2 x 690	1984	Antrag auf Vorbescheid aus Juli 1977, 7000 Einwendungen
Castrop-Rauxel	NW	SK	750	690	1984	Antrag auf Vorbescheid aus Mai 1977
Herne	NW	SK	740	690	?	Antrag auf Vorbescheid und 1. Teilgenehmigung aus November 1976
Neurath (G)	NW	BK	600	560	1985	Antrag auf Vorbescheid und 1. Teilgenehmigung aus März 1977
Emmerich	NW	SK	2 x 747	2 x 690	1985	Planung, Messungen angelaufen
Alpen	NW	SK	2 x 747	2 x 690	1985	Antrag in Vorbereitung, Messungen angelaufen
Ibbenbüren	NW	SK	720	670	1985	Vorbescheid aus November 1974
Düsseldorf-Lausward	NW	H/G	2 x 300	2 x 280	1985	Planung, Messungen angelaufen
Hürth	NW	BK	2 x 600	2 x 560	1986	Planung
Heilbronn	BW	SK/G	650	596	1988	Neuplanung

SK = Steinkohle, BK = Braunkohle, H = Heizöl, G = Gas

Kraftwerksgegner mit ihren Argumenten der Arbeitsplatzsicherung zur Wehr zu setzen.

Die Argumente der Kernkraftwerksgegner sind vielfältiger Art. Auf dem Gebiet der Kernenergie lassen sie sich mit folgenden Stichworten umschreiben:

1. Belastung des Menschen und seiner Umwelt mit radioaktiven Stoffen im Normalbetrieb des Kraftwerkes mit den Folgen
  - 1.1 Strahlenbelastung von außen und durch Inhalation und

- 1.2 Strahlenbelastung über die Nahrungs- und Futtermittelkette,
2. Störfälle mit erhöhten Belastungen gegenüber dem Normalbetrieb,
3. Katastrophenfälle mit tödlichen Folgen für die unmittelbare Umgebung des Kraftwerks und mit schwerwiegenden somatischen und genetischen Schäden für große Populationen.

Für die konventionellen Energieanlagen werden die nachteiligen Wirkungen von Luftschadstoffen für Leben und Gesundheit des Menschen sowie für Pflanzen, Tiere und sonstige Sachgüter sowie die Lärmbelastung angeführt.

Von beiden Kraftwerksarten schließlich werden Klimaveränderungen durch die Kühltürme sowie die Aufheizung der Gewässer mit nachteiligen Folgen für die Wasserqualität und die aquatischen Biotope befürchtet.

Neben diesen anlagebezogener Argumenten der Kraftwerksgegner wird in den streitigen Genehmigungsverfahren insbesondere auch auf die Ungeeignetheit des speziellen Standorts für die vorgesehene Energieanlage abgestellt. Zwar gilt in der Kernenergie Diskussion der Atomkraftgegner-Slogan: „Kein Kernkraftwerk hier und auch nicht anderswo!“, aber wie bei den Kohlekraftwerken wird im einzelnen Genehmigungsverfahren der Standort mit nicht direkt anlagebezogenen Argumenten angegriffen: Der Standort liege zu nahe an der Wohnbebauung, er tangiere Erholungslandschaft, er bedingt Landschaftszerstörung durch neue Stromübertragungsleitungen, er führe zur Überlastung der Wärmekapazität des Vorfluters, er ziehe den gefährlichen und belästigenden Brennstoff- und Abfalltransport durch bisher verkehrsmäßig wenig belastete Wohngebiete usw.

So hat man gewissermaßen zwei Beine, auf denen man steht, wenn man ein Kraftwerksvorhaben inhibieren will: Die anlagebezogene Argumentation, die sich auf die Nichtübereinstimmung mit den speziellen Vorschriften des Atomgesetzes bzw. des Bundes-Immissionsschutzgesetzes bezieht, und die standortbezogene Argumentation, die sich auf die Vorschriften des Bundesbaugesetzes bezieht; daneben gibt es sicherlich im Einzelfall auch Argumentationen, die sich auf andere „sonstige öffentlich-rechtliche Vorschriften“ beziehen, diese sind jedoch nicht von genereller Bedeutung. Was die Relevanz der Argumentationsfehler angeht, kann man behaupten, daß zunehmend das Argumentationsfeld „Ungeeignetheit des Standortes“ an Bedeutung und Übergewicht gewinnt. Das gilt mit Sicherheit für den Bereich der konventionellen Kraftwerke, in dem gerade mit einer von der Bundesregierung in die Wege geleiteten Novellierung des Bundes-Immissionsschutzgesetzes größere Rechtssicherheit der Entscheidungen für den anlagen-spezifischen Teil des Genehmigungsverfahrens erreicht werden soll; es bleiben dann immer noch die standortspezifischen Unsicherheiten der Genehmigungsverfahren, die im folgenden besprochen werden.

#### Bauplanungsrechtliche Voraussetzungen

So wie man – und das weiß jeder Bauherr – sein Einfamilienhaus nicht einfach dahin bauen kann, wo man ein Grundstück besitzt, so kann man auch nicht auf einem Grundstück, das man nach bestimmten Kriterien ausgesucht und erworben hat, ohne weiteres ein Kraftwerk bauen. Zu der Frage, wo man denn ein Kernkraftwerk oder eine konventionelle Energieanlage errichten darf, muß man generell auf die Bestimmungen des Bundesbaugesetzes und der Baunutzungsverordnung verweisen. Danach gibt es im wesentlichen drei Möglichkeiten, die bauplanungsrechtlichen Voraussetzungen für die Errichtung eines Kraftwerks als gegeben festzustellen.

Erstens:

Die Fläche ist in einem qualifizierten Bebauungsplan nach § 30 des Bundesbaugesetzes für die Nutzung als Kraftwerks-

standort ausdrücklich vorgesehen. Qualifizierter Bebauungsplan bedeutet – im Gegensatz zum einfachen Bebauungsplan –, daß der Bebauungsplan Festsetzungen über die Art und das Maß der baulichen Nutzung, über die überbaubaren Grundstücksflächen und über die örtlichen Verkehrsverhältnisse enthalten muß.

1. Was die Art der baulichen Nutzung angeht, käme zur Aufnahme eines Kraftwerks grundsätzlich ein Industriegebiet im Sinne der Baunutzungsordnung in Frage; es ist jedoch auch vorstellbar, daß die Baufläche konkret nur zur Aufnahme eines Kraftwerks – etwa als entsprechend deklariertes Sondergebiet oder als Versorgungsfläche – ausgewiesen wird.
2. Das Maß der baulichen Nutzung muß im Falle eines Kraftwerks im Bebauungsplan bestimmt sein durch die Grundflächenzahl und die Baumassenzahl.
  - 2.1 Die Grundflächenzahl gibt an, wieviel Quadratmeter Grundfläche eines Gebäudes je Quadratmeter Grundstücksfläche maximal zulässig sind; sie ist für Industriegebiete in der Baunutzungsverordnung festgesetzt mit 0,8.
  - 2.2 Die Baumassenzahl gibt an, wieviel Kubikmeter Baumasse je Quadratmeter Grundstücksfläche maximal zulässig sind; sie ist für Industriegebiete in der Baunutzungsverordnung festgesetzt mit 9,0<sup>3</sup>.
  - 2.3 Hier liegt eine gewisse Schwierigkeit für die Aufstellung qualifizierter Bebauungspläne für Kraftwerke auf kleinen Grundstücken. Für ein 1400-MW-Steinkohlekraftwerk braucht man immerhin etwa 29 ha bei einer gesamten Bauwerksmasse von etwa 2,6 Mio. m<sup>3</sup> (290000 m<sup>2</sup> x 9,0 m = 2610000 m<sup>3</sup>), um diese Voraussetzung zu erfüllen.
3. Die überbaubaren Grundstücksflächen müssen im Bebauungsplan durch Festsetzung von Baulinien, Baugrenzen und Bebauungstiefen begrenzt sein.
4. Die Festsetzungen über die örtlichen Verkehrsflächen bezwecken den Anschluß des Standorts an den öffentlichen Verkehr; im Falle der Kraftwerke muß hier die Transportfrage für Brenn- und Abfallstoffe befriedigend gelöst sein; bei Kernkraftwerken sind auch die besonderen Gesichtspunkte des Katastrophenfalles zu berücksichtigen.

Wenn eine dieser Festsetzungen in dem Bebauungsplan fehlt, ist der Bebauungsplan nicht qualifiziert; es handelt sich dann lediglich um einen einfachen Bebauungsplan. In der Rechtsfolge ist der Unterschied zwischen qualifiziertem und einfachem Bebauungsplan gravierend. Während das Vorhaben an der vorgesehenen Stelle mit den Grundsätzen des Planungsrechts definitiv ohne weiteres vereinbar ist, wenn es mit den Planungsfestsetzungen des qualifizierten Bebauungsplans übereinstimmt, muß beim einfachen Bebauungsplan die Prüfung der Zulässigkeit noch auf weitere Grundlagen des Bundesbaugesetzes ausgedehnt werden; im Falle der Kraftwerke und sonstigen Energieanlagen spielt hier der § 35 des Bundesbaugesetzes – Bauen im sogenannten Außenbereich – eine bedeutende Rolle, wie wir gleich sehen werden.

Zweitens:

Ein Bauvorhaben ist zulässig im sogenannten Innenbereich nach § 34 des Bundesbaugesetzes. Es handelt sich hier gewissermaßen um die Ausfüllung von Baulücken eines im Zusammenhang bebauten Ortsteils; die Zulässigkeit ist dann – auch ohne Bebauungsplan – gegeben, wenn sich das Vorhaben in die bereits vorhandene Bebauung und in die Eigenart der näheren Umgebung einfügt. Dieser Fall kann ausnahmsweise auch einmal für einen Kraftwerksblock gegeben sein, wenn

3) Die Baumassenzahl müßte eigentlich in m (m<sup>3</sup> Baumasse pro m<sup>2</sup> Grundstücksfläche) angegeben werden; in der Praxis wird sie aber regelmäßig als unbenannte Zahl verwendet.

schon andere Blöcke oder ähnliche industrielle Anlagen vorhanden sind, die den Schluß des „Einfügens“ zulassen. In der Praxis erscheint aber dieser Fall für den Neubau von Kraftwerken ohne große Bedeutung.

Drittens:

Ein Bauvorhaben kann ferner im Außenbereich zugelassen werden, das heißt außerhalb qualifizierter Bebauungspläne und auch außerhalb von im Zusammenhang bebauten Ortsteilen. In diesen Fällen richtet sich die Zulässigkeit nach den spezialgesetzlichen Bestimmungen des § 35 des Bundesbaugesetzes. Diese Rechtsgrundlage ist für die weitaus größte Zahl aller Kernkraftwerke und aller konventionellen Kraftwerke in der Bundesrepublik bisher in Anspruch genommen worden. Dies wird aber wohl in Zukunft – wenigstens in dem bisher üblichen Rahmen – nicht mehr möglich sein, das heißt – wie schon gesagt – die planungsrechtliche Standortproblematik wird noch zunehmen.

Um die Inanspruchnahme des § 35 des Bundesbaugesetzes als planungsrechtliche Voraussetzung für die Genehmigung eines Kernkraftwerks oder einer anderen Energieanlage sind zur Zeit Fachdiskussionen im Gange. Dabei geht es zunächst um die Frage, ob Kernkraftwerke und/oder konventionelle Kraftwerke privilegierte Vorhaben im Sinne des § 35 Abs. 1 des Bundesbaugesetzes sind, insbesondere ob für diese Vorhaben eine zwangsläufige Standortgebundenheit gegeben ist, oder ob derartige Anlagen wegen ihrer besonderen Anforderungen an die Umgebung, ihrer nachteiligen Wirkung auf die Umgebung oder wegen ihrer besonderen Zweckbestimmung nur im Außenbereich ausgeführt werden sollen. Für diese Fälle hat der Gesetzgeber gewissermaßen den Außenbereich reserviert und – wie manche behaupten – generell vorgeplant. Aber selbst wenn man von der Privilegierung ausgeht, dürfen öffentliche Belange dem Vorhaben an dieser Stelle des Außenbereiches *nicht entgegenstehen*.

Wird die Privilegierung nicht bejaht, so darf ein solches Vorhaben im Außenbereich gemäß § 35 Abs. 2 des Bundesbaugesetzes nur dann zugelassen werden, wenn seine Ausführung oder Benutzung öffentliche Belange *nicht beeinträchtigt*.

Nach § 35 Abs. 3 des Bundesbaugesetzes liegt eine Beeinträchtigung öffentlicher Belange insbesondere dann vor, wenn ein Kraftwerksvorhaben

- den Zielen der Raumordnung und Landesplanung oder dem Flächennutzungsplan widerspricht,
- schädliche Umwelteinwirkungen hervorrufen kann,
- die Wasserwirtschaft gefährdet,
- das Orts- und Landschaftsbild verunstaltet oder
- Natur- und Landschaftsschutz nachteilig beeinflussen würde.

Nun ist es gerade Aufgabe der Bauleitplanung, das heißt der Flächennutzungspläne als vorbereitende Bauleitpläne und der Bebauungspläne als verbindliche Bauleitpläne, die öffentlichen Belange zu prüfen und die Abwägung öffentlicher und privater Belange und Interessen gegeneinander und untereinander gerecht vorzunehmen, wie sich aus § 1 Abs. 7 des Bundesbaugesetzes ergibt. Es ist daher schwer einzusehen, daß in der Regel zum Beispiel ein Einfamilienhaus nur dort und nur in einer genau vorgeschriebenen Größe und mit einer genau vorgeschriebenen Dachneigung errichtet werden darf, wo ein qualifizierter Bebauungsplan vorliegt, wo also eine umfangreiche Interessenabwägung und politische Entscheidung durch den Stadt- oder Gemeinderat stattgefunden hat, daß aber ein Großkraftwerk mit erheblicher Umweltrelevanz ohne ein solch förmliches Bauleitplanverfahren – über das gleich noch gesprochen wird –, wohl aber nach einer Prüfung öffentlicher Belange, die allerdings nicht im politischen Bereich, sondern im administrativen Bereich stattfindet, zugelassen werden kann. Die Lösungsmöglichkeiten der Zukunft sehe ich darin,

daß der Außenbereich nur dann für ein Kraftwerk in Anspruch genommen werden kann, wenn die Privilegierung aus besonderen Gründen – zum Beispiel Standortgebundenheit an den Braunkohletagebau – bejaht wird und ein einfacher Bebauungsplan mit entsprechenden Ausweisungen für das Kraftwerk an diesem Standort vorliegt. Kommt man jedoch zu dieser Erkenntnis, dann stellt sich die Frage, warum man dann nicht gleich einen qualifizierten Bebauungsplan aufstellt, der denselben Verfahrensgängen unterliegt wie der einfache Bebauungsplan, aber unmittelbar die bauplanungsrechtliche Standortzulassung mit sich bringt.

Die Prüfung der Frage, ob die planungsrechtlichen Voraussetzungen für die Genehmigung eines Kraftwerks an einem beantragten Standort gegeben sind, erfolgt – wie schon dargelegt – im spezialgesetzlichen Genehmigungsverfahren nach dem Bundes-Immissionsschutzgesetz auf Grund der dort vorgeschriebenen Konzentrationswirkung (§ 13 BImSchG) bzw. im parallelen Baugenehmigungsverfahren zum atomrechtlichen Genehmigungsverfahren; nur in Baden-Württemberg und Nordrhein-Westfalen gibt es auch in atomrechtlichen Verfahren die Konzentrationswirkung auf Grund der Landesbauordnungen. Diese Prüfung führt in den meisten Fällen der eigenen Erfahrung aus den eben dargelegten Gründen – namentlich zu der Außenbereichsregelung des Bundesbaugesetzes – heute mehr und mehr zu Schwierigkeiten. Qualifizierte Bebauungspläne für die Unterbringung eines Kraftwerks liegen nur in ganz seltenen Fällen vor; fast total ausgeschlossen ist der Innenbereichs-Fall; die meisten Fälle betreffen den Außenbereich, und hier ist die Rechtslage zur Zeit verworren. Solche Verwirrung kommt aber den Gegnern von Kraftwerken zustatten; je unsicherer die Rechtslage zu beurteilen ist, um so größer sind die Erfolgsaussichten für die gerichtliche Anfechtung einer Genehmigung. Hier sei noch einmal die Besorgnis betont, daß mit zunehmender Rechtssicherheit im anlagenspezifischen Teil des Genehmigungsverfahrens – das heißt bei der Anwendung der strahlenschutz- bzw. immissionsschutzspezifischen Bestimmungen des Atomgesetzes bzw. des Bundes-Immissionsschutzgesetzes – die Unsicherheit in den standortspezifischen Teil des Genehmigungsverfahrens verlagert wird. Es empfiehlt sich daher, die Standortentscheidung weitgehend aus dem anlagenspezifischen Entscheidungsverfahren herauszunehmen und vorzuziehen. Diese Empfehlung bedeutet nicht, daß die Einführung eines besonderen Standortplanfeststellungsverfahrens befürwortet wird, wohl aber, daß zukünftig nur noch Genehmigungen für Kernkraftwerke und sonstige Energieanlagen beantragt werden sollten für Standorte, für die ein qualifizierter Bebauungsplan vorliegt. Dann ist nämlich der planungsrechtliche Teil des spezialgesetzlichen Genehmigungsverfahrens von vornherein weitgehend außer Zweifel.

Dieser Vorschlag hat auch eine nicht zu unterschätzende politische oder, besser gesagt, demokratische Komponente. Denn, so wie das spezialgesetzliche Genehmigungsverfahren als öffentliches Verfahren unter Beteiligung der Öffentlichkeit durchgeführt wird, so wird nach den Bestimmungen des Bundesbaugesetzes auch das Bauleitplanverfahren in enger Bürgerbeteiligung durchgeführt. Nach § 2a des Bundesbaugesetzes, der 1976 in das Gesetz eingefügt worden ist, sind die Bürger von der planenden Gemeinde bereits im frühesten Stadium einer Planung durch Anhörung zu beteiligen. Konkret bedeutet dies, daß eine Gemeinde, die die Absicht hat, einen Flächennutzungsplan als vorbereitenden Bauleitplan oder einen Bebauungsplan als verbindlichen Bauleitplan aufzustellen, die allgemeinen Ziele und Zwecke der Planung öffentlich darzulegen und den Bürgern allgemein Gelegenheit zur Äußerung und Erörterung zu geben hat. Bei dieser Anhörung haben die Bürger Gelegenheit, ihre Wünsche, Bedenken und Anregungen zu der von der Gemeinde beabsichtigten Planung vorzutragen. Verfolgt die Gemeinde die beabsichtigte Planung nach der Anhörung weiter, so hat sie den Planentwurf auf die Dauer

eines Monats öffentlich auszulegen und der Bevölkerung erneut Gelegenheit zur Stellungnahme zu den nunmehr schon konkretisierten Planungsvorstellungen zu geben; die Gemeinde hat die vorgebrachten Bedenken und Anregungen zu prüfen und das Ergebnis den Bürgern mitzuteilen. Danach kann dann die Gemeinde – ohne daß die Bürger in diesem Stadium des Planaufstellungsverfahrens weitere rechtliche Möglichkeiten zur Einflußnahme auf die Planung hätten – die Planung abschließen und im Rat der Gemeinde beschließen. Der Bauleitplan ist dann der höheren Verwaltungsbehörde zur Genehmigung vorzulegen; dabei hat die Gemeinde die nichtberücksichtigten Bedenken und Anregungen der Bevölkerung – verbunden mit einer eigenen Stellungnahme dazu – der Behörde mitzuteilen. Die höhere Verwaltungsbehörde unterzieht den so vorgelegten Bauleitplan einer Rechtskontrolle und prüft auch in diesem Rahmen die von der Gemeinde nicht ausgedrückten Bedenken und Anregungen von Bürgern. Wird ein vorbereiteter Bauleitplan, also ein Flächennutzungsplan, von der oberen Verwaltungsbehörde genehmigt, so haben die Bürger keine weitere rechtliche Eingriffsmöglichkeit mehr gegen diesen Plan. Anders ist dies bei den verbindlichen Bauleitplänen, also bei den Bebauungsplänen; hier besteht für den Bürger die Möglichkeit, ein Normenkontrollverfahren beim Oberverwaltungsgericht anzustrengen, dessen Gegenstand sowohl das formelle Zustandekommen als auch der materielle Inhalt des Bebauungsplans sein kann. Es gibt noch eine zweite Möglichkeit der gerichtlichen Überprüfung eines Bebauungsplans nach Genehmigung durch die obere Verwaltungsbehörde, nämlich die sogenannte Inzidentkontrolle; darunter versteht man die Möglichkeit, im Zuge eines konkreten Genehmigungsverfahrens das Verwaltungsgericht anzurufen mit der Begründung, die Festsetzung des Bebauungsplans, auf die sich die angegriffene Genehmigung stütze, sei fehlerhaft und daher nichtig.

Da das Normenkontrollverfahren und die Inzidentkontrolle nicht an Fristen gebunden sind, ist eine gewisse Unsicherheit auch für ein Kraftwerksvorhaben, das an einem Standort vorgesehen ist, der in einem qualifizierten Bebauungsplan festgesetzt wurde, gegeben. Aber eine absolute Sicherheit gegen die Anstrengung von Verwaltungsgerichtsverfahren gibt es nun einmal überhaupt nicht.

In der Regel kann man aber davon ausgehen, daß dann, wenn einmal unter intensiver Beteiligung der Bürger ein Kraftwerkstandort innerhalb der Gemeinde ausgewiesen worden ist, die Diskussion um diesen Standort dem Grunde nach beendet, zumindest aber abgeflacht ist. Kommt es dann zu einem konkreten Antrag für ein Kraftwerk, so sieht sich in diesem Fall der Bürger nicht ad hoc mit einem solchen Vorhaben konfrontiert; er muß ja gewissermaßen nach Abschluß des Bebauungsplanverfahrens damit rechnen, daß an dieser Stelle ein Kraftwerk gebaut würde. Demnach läßt sich behaupten, daß in solchen Fällen die Genehmigungsverfahren sehr viel reibungsloser und rechtssicherer ablaufen werden, als es bei Beibehaltung der heutigen „Zwillingsverfahren“ der Fall ist. Die Entkoppelung des Zwillingsverfahrens hat noch einen weiteren Vorteil: Während die Standortentscheidung im Zwillingsverfahren weitgehend von der atomrechtlichen bzw. immissionsschutzrechtlichen Genehmigungsbehörde getroffen und auch nach außen hin voll vertreten werden muß – auch als Beklagte im verwaltungsgerichtlichen Verfahren –, ist bei der Entkoppelung eine klare Kompetenz- und Entscheidungstrennung gegeben. Dies scheint nicht nur aus verwaltungssystematischen Gründen geboten und vorteilhaft, sondern auch aus Gründen der politischen Verantwortung. Bei dem entkoppelten Verfahren muß zunächst die Gemeinde einen Standort für das Kraftwerk festsetzen; das bedeutet, daß sie „Flagge zeigen“ muß. Gerade diese Konsequenz ist jedoch manchen Gemeinden unangenehm; sie verschanzen sich lieber hinter der atomrechtlichen oder immissionsschutzrechtlichen Genehmigungsbehörde, die von der ganzen Wucht des Bürgerunwillens über-

derartige, im allgemeinen ungeliebte Projekte getroffen wird. Man könnte sagen: Wer die Planungshoheit hat und auf diese Hoheit so großen Wert legt, der soll sie auch mit allen Konsequenzen in Anspruch nehmen.

Auf der anderen Seite kann es aber der Staat nicht allein den Gemeinden überlassen, ob sie nun Standorte für die Erfüllung der Energieprogramme von Bund und Ländern in dem notwendigen Umfang im Rahmen der Bauleitplanung bereitstellen oder nicht; er muß sich daher verstärkt in die Standortpolitik einschalten, und er ist auch konkret dabei, dies zu tun.

Bereits im Energieprogramm vom September 1973 hatte die Bundesregierung Maßnahmen zur rechtzeitigen Zweckbindung geeigneter Standorte für den bedarfsgerechten Ausbau der Energieversorgungskapazität angekündigt; in der ersten Fortschreibung des Energieprogramms 1974 wurde diese Ankündigung wiederholt. Auch der Raumordnungsbericht 1974 der Bundesregierung unterstrich die Notwendigkeit der Standortvorsorge für Energieanlagen; die gleiche Forderung wird im Umweltbericht 1976 der Bundesregierung erhoben.

Auch in ihrer Antwort auf die Große Anfrage betreffend die friedliche Nutzung der Kernenergie vom 16. Juli 1975 [5] bringt die Bundesregierung den Gedanken der Standortvorsorge – hier speziell für Kernkraftwerke – zum Ausdruck; sie kann dabei als ersten Erfolg auf die bereits genannten „Bewertungsdaten für Kernkraftwerksstandorte“ hinweisen. Ähnliche Aktivität entwickelte der Bundesminister für Wirtschaft mit der Bekanntgabe von energiewirtschaftlichen Kriterien im Rahmen der Standortvorsorge für große Wärme-Kraftwerke vom 24. Dezember 1976 [6]. Den entscheidenden Schritt hat die Bundesregierung jedoch noch nicht getan, wohl jedoch eingeleitet. In einem vom Bundeskabinett gebilligten Entwurf eines Gesetzes über die Planung und Sicherung von Standorten für Kraftwerke vom 12. Juli 1978 sieht der Bundesminister für Raumordnung, Bauwesen und Städtebau eine Ergänzung des Raumordnungsgesetzes vor, die eine Verpflichtung der Länder zur landesweiten landesplanerischen Darstellung von Standorten für Kraftwerke enthält. Die Darstellung soll in Form der allgemein in der Landesplanung üblichen Programme oder Pläne erfolgen; dabei sind auch die wesentlichen Gesichtspunkte für die Standortwahl anzugeben.

Die Länder sollen nach dem Entwurf ermächtigt werden, die Gemeinden zur Aufstellung von entsprechenden Bauleitplänen zu verpflichten, und zwar bis zu den bodenrechtlich relevanten Bebauungsplänen.

In dem Novellierungsentwurf wird für diese Standortvorsorgeplanung auf der anderen Seite eine verstärkte Beteiligung der von den Auswirkungen betroffenen benachbarten Gemeinden und Gemeindeverbände geregelt. Nicht geregelt wird die Bürgerbeteiligung; das wird damit begründet, daß es Sache der Länder sei, im Rahmen des landesplanerischen Verfahrens über die Aufstellung der Standortpläne die Bürgerbeteiligung vorzusehen.

Niemand weiß, welche Veränderungen dieser Entwurf im Bundestag und Bundesrat noch erfahren wird, ja ob er überhaupt von der Bundesregierung eingebracht wird. Diese Aktivität der Bundesregierung ist jedoch unbedingt notwendig, vielleicht besser noch in einem größeren sachlichen Umfang und mit der verbindlichen Vorschrift der Bürgerbeteiligung. Mit sachlicher Ausdehnung erscheint es notwendig, nicht nur Kraftwerksstandorte zu sichern, sondern Energiestandorte überhaupt, zum Beispiel auch für Anlagen zur Kohlevergasung oder -verflüssigung, die im Zusammenhang mit Kraftwerken betrieben werden. Letztlich ist die Bürgerbeteiligung bei der Standortsicherung im raumordnerischen Verfahren unbedingt erforderlich, damit nicht zwischen Raumordnungsverfahren und Bauleitplanverfahren die gleiche Konkurrenz entsteht, die bei dem Zwillingsverfahren „Bebauungsplan“ und „spezialgesetzliche Errichtungsgenehmigungen“ bereits gerügt wurde.

Die Standortsuche und -findung war bisher fast ausschließlich eine Angelegenheit der Elektrizitätsversorgungsunternehmen bzw. der Industrie. Daß bei dieser Art des Vorgehens im Vordergrund der Überlegungen wirtschaftliche Gesichtspunkte standen, ist ganz natürlich. Die Elektrizitätsversorgungsunternehmen und die Industrie planen dort ihre Kraftwerke, wo Bedarf an Strom ist, wo günstige Netzanschlußmöglichkeiten gegeben sind, wo weitgehend die infrastrukturellen Voraussetzungen vorhanden sind und Arbeitskräfte in ausreichendem Maße zur Verfügung stehen. Daß auch technische Gesichtspunkte in den Überlegungen der Elektrizitätsversorgungsunternehmen und der Industrie bei der Standortsuche für Kraftwerke eine Rolle spielen, ist selbstverständlich, so zum Beispiel die Frage der Kühlmöglichkeit, die bodenmechanischen Bedingungen, die Hochwasserfreiheit und – um die wenigen Beispiele abzuschließen – auch die Frage der Transportmöglichkeiten für schwere Kraftwerkskomponenten. Weniger Beachtung fanden und finden auch heute noch die Umweltparameter eines Standortes dieser Art, so zum Beispiel die Folgen der Verlustwärmeableitung, der Ableitung radioaktiver Stoffe oder der Ableitung von Luftschadstoffen, die möglichen ökologischen Veränderungen und die Lärmauswirkungen. So kam es in der Vergangenheit und so kommt es auch häufig jetzt noch dazu, daß die Antragsteller von ihnen ausgesuchte Kraftwerksstandorte im Augenblick konkreter Planungs- und Errichtungsabsichten der Genehmigungsbehörde präsentieren, die nun unter dem Zwang des Antrags in dem damit ausgelösten Genehmigungsverfahren prüfen muß, ob die Umweltparameter nach den gesetzlichen Bestimmungen an diesem Standort erfüllt werden können. Daß dabei die Genehmigungsbehörden meist in zeitlichen und auch politischen Zugzwang geraten, wissen alle, die in irgendeiner Weise an solchen Genehmigungsverfahren beteiligt sind. Die Behörden aus solchen Zwängen herauszubringen, ist einmal Anliegen des Entkoppelungsverfahrens, das eben empfohlen wurde, zum anderen aber auch ein politisches Grundanliegen, das sich in dem Standortvorsorgeverfahren nach dem Raumordnungsgesetz realisieren läßt. Schon de lege lata besteht nach dem Raumordnungsgesetz die Möglichkeit, daß man die Standortauswahl für Energieanlagen von staatlicher Seite initiiert und betreibt; daß dabei der Wirtschaft ein Mitsprache- und Vorschlagsrecht zugestanden wird, erscheint selbstverständlich. So wie der Staat nicht länger mit allein von der Wirtschaft ausgesuchten Standorten unter Handlungszwang gestellt werden darf, so darf auch nicht die Wirtschaft vom Staat mit einem ausschließlichen Standortangebot überrascht werden, dessen wirtschaftliche Gesichtspunkte von den späteren Standortbenutzern nicht mit ins Kalkül eingebracht werden konnten. Standortvorsorge für Energieanlagen erscheint mir deshalb als Gemeinschaftsaufgabe von Staat und Wirtschaft; die Initiativen müssen jedoch vom Staat ausgehen, und der Staat muß letztlich auch die Entscheidungen treffen.

Beispiele für staatliche Initiativen zur Standortvorsorge werden zum Schluß noch zur Sprache kommen; hier sei jedoch zunächst kurz auf den Gesichtspunkt der Langfristigkeit der Standortvorsorge eingegangen.

### Langfristigkeit der Standortvorsorge

Planen kann man nur soweit voraus, wie man die zu planende Materie in der Entwicklung einigermaßen übersieht. Auf dem Gebiet der Sicherung der Energieversorgung bietet sich als Planungshorizont eher das Jahr 2000 als das Jahr 1985 an. In der gesamten Energieversorgung sind wir bis zur Jahrtausendwende noch weitgehend vom Erdöl abhängig, namentlich im Verkehrsbereich. Aber von dann an wird sich die Struktur der Primärenergieträger entscheidend ändern, weil Erdöl und Erdgas nur noch in geringem Umfang zur Verfügung stehen werden. Nicht nur in der Bundesrepublik, sondern in der ganzen Welt wird man neue Energiestrukturen aufbauen müssen, vor allem auch für jene Bereiche, in denen

Mineralölserzeugnisse unbedingt durch andere flüssige Kraftstoffe substituiert werden müssen, zum Beispiel im Verkehrsbereich; Kohleverflüssigung, Wasserstoffherzeugung eventuell unter Einsatz von Sonnenenergie –, Methanolverzeugung – eventuell aus sogenannter Biomasse – sind einige Stichworte dazu.

Wir machen sicherlich keinen Fehler, wenn wir unsere Standortplanung für Kernkraftwerke und für konventionelle Kraftwerke auf den Horizont des Jahres 2000 ausrichten und damit – wegen der notwendigen Vorlaufzeiten bis zur Inbetriebnahme einer Energieanlage – sicher in das nächste Jahrtausend hinein bauen können. Nicht mit Sicherheit beantworten läßt sich die Frage, ob wir schon jetzt auch Standorte für andere Energieanlagen reservieren sollten oder gar müßten. Sicherlich werden wir bei den Kraftwerksstandorten bei einer bundesweiten Standortplanung bis zum Jahre 2000 ein gutes Polster auch für spätere Zeiten schaffen; denn erstens wird von dann an der Energieverbrauch – und damit auch der Stromverbrauch – in der Bundesrepublik nur noch langsam steigen, und zweitens werden wir zum Standortrecycling kommen müssen, das bedeutet aber, heute schon die Standorte so zu dimensionieren, daß eine echte Überlappung von Neubau und Abbruch am selben Standort möglich ist. Diese Frage ist bei Kernkraftwerken von besonderer Bedeutung, weil man wohl mit einer Abklingzeit von etwa zehn Jahren für außer Betrieb genommene Reaktoren rechnen muß, bevor sie abgebaut werden können. Standortrecycling bedeutet, daß wir nicht immer mehr und neue Standorte für Kraftwerke zu sichern brauchen, sondern daß wir heute Standorte für eine größere spezifische Kapazität sichern müssen, das heißt für etwa drei bis fünf Blöcke oder 4000 bis 5000 MW, wobei eine Grenze sicherlich durch die Möglichkeit der Abwärmeableitung markiert werden wird. Die Reservierung größerer Flächen hat aber auch den Vorteil, daß für Kraftwerke vorgesehene Standorte bei schneller oder anders verlaufender technologischer Entwicklung für andere Energieerzeugungsanlagen genutzt werden können, insbesondere etwa zur Kohleumwandlung. Nicht lösen wird man mit einer solchen Standortvorsorge-Politik die Frage der Sonnenenergienutzung zur Stromerzeugung oder der Erzeugung von Biomasse zur Methanolherstellung. Abgesehen davon, daß die Chancen für diese Technologien in unseren Breiten relativ gering sind, ist wohl eine solche Vorsorge eine Überforderung der Langfristigkeit. Hier ist die Ungewißheit der Entwicklung zu groß, als daß es gerechtfertigt erschiene, bereits heute in der Bundesrepublik für ein 1000-MW-Sonnenkraftwerk zusammenhängende Flächen von 80 km<sup>2</sup> zu sichern, wie Häfele berechnet hat. Auf der anderen Seite wird an diesem Beispiel deutlich, wie begrenzt die Möglichkeiten zur Stromerzeugung in der Bundesrepublik überhaupt sind. So sind folgende Fragen sicherlich hypothetisch, aber doch ebenso reizvoll. Welche Folgen hätte die Inanspruchnahme von 80 km<sup>2</sup> zusammenhängendem Grünland für ein 1000-MW-Sonnenkraftwerk ökologisch und umweltpolitisch? Würden die Bürgerinitiativen dieser Landnahme aufgeschlossener gegenüberstehen als der Inanspruchnahme von allenfalls 2 bis 3 km<sup>2</sup> großen Flächen für Kraftwerksansammlungen von vielleicht 3000 oder 5000 MW?

Diese Überlegungen führen aber auch zu anderen politischen Horizonten: Wir müssen lernen, die Energieprobleme – und nicht nur diese – mehr und mehr im Rahmen der Europäischen Gemeinschaft zu sehen und zu lösen. Daß dies für die föderative Bundesrepublik nicht leicht ist, beweist die bisherige Diskussion um das Energieprogramm und seine Durchführung. Damit kommen wir zurück auf die Bestrebungen der Bundesregierung, durch Änderung des Raumordnungsgesetzes die Bundesländer zur Standortvorsorge für Kraftwerke zu zwingen. Wie schwierig dieses Unterfangen politisch ist, beweist die Tatsache, daß der Bundeskanzler, bevor er den Gesetzentwurf durch das Bundeskabinett endgültig beschließen

läßt, diesen zunächst mit den Ministerpräsidenten der Länder beraten will, um sich der Unterstützung des Gesetzes im Bundesrat zu vergewissern.

### Standortsicherungspläne

Nun ist es nicht so, als ob es in der Bundesrepublik noch keine Standortvorsorge für Energieanlagen gäbe. Im Rahmen der Raumordnung und Landesplanung sind in zwei Ländern bereits Standortsicherungspläne verabschiedet worden, nämlich in Baden-Württemberg und in Bayern; in Nordrhein-Westfalen ist ein derartiger Plan bereits weit vorangetrieben worden. Allen diesen Plänen liegt allerdings nur ein Planungshorizont bis 1985, allenfalls bis 1990 zugrunde, nach Meinung des Verfassers fehlt es ihnen jedoch an der gebotenen Langfristigkeit in dem eben dargestellten Sinne.

#### Baden-Württemberg

Die baden-württembergische Landesregierung hat durch Rechtsverordnung vom 6. Juli 1976 [7] im Rahmen der Landesplanung einen fachlichen Entwicklungsplan „Kraftwerksstandorte“ für verbindlich erklärt. Mit diesem Plan soll erreicht werden, daß 14 Grundstücke für den Bau von Kraftwerken freigehalten werden. Der Planungshorizont erstreckt sich bis 1985; dann tritt die Verordnung nämlich außer Kraft. Dieser Planungshorizont bedeutet, daß Standorte noch im Jahre 1985 für dann zu stellende Genehmigungsanträge nach den spezialgesetzlichen Bestimmungen in Anspruch genommen werden können. Das heißt der Standortsicherungsplan kann Kraftwerkszubauten bis etwa Mitte der 90er Jahre abdecken.

Die Planung erfolgte auf Grund von Standortvorschlägen der Elektrizitätsversorgungsunternehmen; von ursprünglich 41 Standorten sind nach einer Prüfung im landesplanerischen Maßstab unter den Gesichtspunkten des Umweltschutzes, der Landschaftsökologie, der Wasserwirtschaft, des Natur- und Landschaftsschutzes, der Energieversorgung, der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes und des Immissionsschutzes die 14 in der Verordnung genau beschriebenen Flächen als grundsätzlich für die Nutzung als Kraftwerksstandort geeignet festgestellt worden; dabei handelt es sich um elf Standorte für Kernkraftwerke, zwei Standorte für Kernkraftwerke oder konventionelle Wärmekraftwerke und einen Standort für konventionelle Wärmekraftwerke. Die Ausweisung der Standorte in dem fachlichen Entwicklungsplan bedeutet jedoch nicht, daß diese Standorte auch tatsächlich mit einem Kraftwerk belegt werden können, die Geeignetheit des Standortes muß letztlich nach den Vorstellungen der baden-württembergischen Landesregierung in konkreten Genehmigungsverfahren nach dem Atomgesetz oder dem Bundes-Immissionsschutzgesetz noch nachgewiesen werden. Ob hier noch Bauleitplanverfahren nach dem Bundesbaugesetz zwischenzuschaltet werden, ist dem Verfasser nicht bekannt; die ursprüngliche Absicht war wohl, in diesen Fällen die Entscheidung nach § 35 des Bundesbaugesetzes – also Bauen im Außenbereich – zu treffen<sup>4)</sup>. Über die bei solcher Vorgehensweise zu erwartenden Schwierigkeiten wurde vorhin schon gesprochen.

Die Landesregierung rechnet auch nicht damit, daß an allen Standorten im Planungszeitraum Kraftwerke gebaut oder genehmigt werden; durch den Plan werden etwa dreimal so viele Standorte gesichert wie bis 1985 benötigt werden. Der Plan enthält einmal echte Alternativstandorte, das heißt wenn ein Standort zum Zuge kommt, wird ein anderer nicht in Anspruch genommen, zum anderen wird nicht damit ge-

rechnet, daß im Einzelgenehmigungsverfahren jeder Standort auch belegt werden kann.

Der Standortsicherungsplan wird dadurch in seiner Langfristigkeit etwas abgewertet, daß die gesicherten Flächen in aller Regel zu klein sind, um die Forderung nach der Unterbringung von drei bis vier Blöcken mit etwa 4000 bis 5000 MW und nach dem Standortrecycling zu erfüllen; die Flächengröße liegt etwa zwischen 25 und 100 ha, im Mittel bei 50 bis 60 ha. Mit einer solchen Aussage soll aber keineswegs die politische Leistung des Landes Baden-Württemberg geschmälert werden, die in diesem fachlichen Entwicklungsplan „Kraftwerksstandorte“ von 1976 liegt: Es ist schließlich der erste Plan dieser Art in der Bundesrepublik überhaupt. Erst zwei Jahre später folgte ein entsprechender Plan des Landes Bayern.

#### Bayern

Nach Veröffentlichung der Bekanntmachung über die Aufstellung des fachlichen Plans „Energieprogramm für Bayern – Teil: Standortsicherungsplan für Wärmekraftwerke“ vom 28. Juli 1978 [8] ist dieser Plan am 1. September in Kraft getreten. Es handelt sich auch bei diesem Standortsicherungsplan um eine landesplanerische Maßnahme; Ziel dieses Plans ist die Sicherung von Standorten, die für die Bebauung mit Wärmekraftwerken in Frage kommen. Standortsicherung bedeutet, daß die in § 4 Abs. 5 des Raumordnungsgesetzes genannten Planungsträger – dazu gehören insbesondere auch die Gemeinden – verpflichtet sind, keine dem Ziel der Standortsicherung entgegenstehenden Planungen vorzunehmen und bestehende Planungen erforderlichenfalls anzupassen. Die Ziele des Standortsicherungsplans sind daher insbesondere in den Bauleitplänen und bei der Genehmigung von Vorhaben im Außenbereich zu berücksichtigen.

Diese Bindungswirkung bedeutet jedoch nicht, daß an jedem der in den Plan aufgenommenen Standorte ein Kraftwerk gebaut werden wird; diese Entscheidung kann erst in den erforderlichen spezialgesetzlichen Genehmigungsverfahren für das einzelne Objekt getroffen werden.

Der Standortsicherungsplan umfaßt 13 Standorte, und zwar drei für Kernkraftwerke, vier für Kernkraft- und/oder konventionelle Kraftwerke und sechs für rein konventionelle Wärmekraftwerke.

Als Planungshorizont ist 1985 zugrunde gelegt, wobei der Plan davon ausgeht, daß die Standortsicherung bis zur Beantragung der spezialgesetzlichen Genehmigung reicht; da mit einer Gesamtverfahrensdauer von der Antragstellung bis zur Inbetriebnahme eines Kraftwerks bis zu zehn Jahren gerechnet wird, geht der Bayerische Standortsicherungsplan davon aus, daß die gesicherten Standorte den etwa Mitte der neunziger Jahre zu erwartenden Bedarf an Kraftwerksleistung aufnehmen.

Die 13 Standorte wurden von einer interministeriellen Arbeitsgruppe aus 66 Standortvorschlägen ausgewählt, die zum überwiegenden Teil von den Elektrizitätsversorgungsunternehmen, aber auch von den Regierungsbezirken und Gemeinden gemacht worden waren. Die Prüfung der Standorte erfolgte im landesplanerischen Maßstab und wird im Standortsicherungsplan als „Grobprüfung“ bezeichnet. Prüfgegenstände waren die Gebiete Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Immissionsschutz, wasserwirtschaftliche Belange, Natur- und Landschaftsschutz, energiewirtschaftliche Belange und die allgemeinen Erfordernisse der Raumordnung, des Städtebaus und der Ortsplanung.

Für jeden der 13 Standorte enthält der Standortsicherungsplan eine Beurteilung hinsichtlich dieser Belange. Der Standortsicherungsplan entspricht also bereits weitgehend der eben besprochenen Novelle zum Raumordnungsgesetz, wonach „die wesentlichen Gesichtspunkte für die Auswahl der Standorte darzulegen“ sind.

4) Vgl. im übrigen die „Hinweise über die rechtlichen Auswirkungen des Fachlichen Entwicklungsplans ‚Kraftwerksstandorte‘ auf die Regionalplanung und die Bauleitplanung“ vom 15.3.1978 (GABl. BW S. 423).

Nicht angegeben sind in dem Standortsicherungsplan – anders als in dem baden-württembergischen Plan – die genaue Lage und Begrenzung der zu sichernden Flächen, wohl jedoch die für jede Fläche vorgesehene zusätzliche Kraftwerkskapazität.

#### Nordrhein-Westfalen

Im Lande Nordrhein-Westfalen befindet sich im Rahmen der Landesplanung der Landesentwicklungsplan VI „Gebiete für flächenintensive Großvorhaben (einschließlich Standorte für die Energieerzeugung), die für die Wirtschaftsstruktur des Landes von besonderer Bedeutung sind“ in Vorbereitung. Nach der vorgeschriebenen Beteiligung der Bezirksplanungsräte und der Gemeinde und nach freiwilliger Beteiligung der Öffentlichkeit konnte der Landesentwicklungsplan VI nach dem Stand vom 27. Juni 1978 inzwischen dem Ausschuß für Landesplanung und Verwaltungsreform des Landtags zur Herbeiführung des nach dem Landesplanungsgesetz erforderlichen Benehmens zugeleitet werden. Es kann damit gerechnet werden, daß der Landesentwicklungsplan VI noch im Jahre 1978 von der Landesregierung verabschiedet wird und damit die gleiche Wirkung erhält wie der eben behandelte Bayerische Standortsicherungsplan. In dem Landesentwicklungsplan werden dargestellt:

- Gebiete für flächenintensive Großvorhaben mit einer zusammenhängenden nutzbaren Fläche von in der Regel mindestens 200 ha und
- Standorte für die Errichtung von Kraftwerken.

Der Entwurf des Landesentwicklungsplans enthält insgesamt 16 Kraftwerksstandorte, davon zwölf ausschließlich für konventionelle Wärme- und Kernkraftwerke; Standorte ausschließlich für Kernkraftwerke sind nicht vorgesehen. Der Landesentwicklungsplan geht dabei von einem Planungshorizont 1990 aus, kann also bei entsprechender Inanspruchnahme zum Kraftwerksbau die notwendigen Kapazitätssubbauten bis gegen Ende der 90er Jahre befriedigen; er läßt ausdrücklich auch andere als die im Plan aufgeführten Standorte zum Kraftwerksbau zu, soweit auch dort die planerischen Voraussetzungen gegeben sind (Verzicht auf Darstellungsprivileg).

Die zu sichernden Flächen sind in dem Landesentwicklungsplan genau festgelegt; ihre Größe liegt zwischen 20 und 240 ha, im Mittel bei 75 ha.

Der Landesentwicklungsplan enthält die Bestimmung, daß die Ziele des Plans unverzüglich in Gebietsentwicklungspläne umgesetzt werden sollen; die Planung der angrenzenden Bereiche soll so erfolgen, daß die Verwirklichung der Ziele des Landesentwicklungsplans nicht unmöglich gemacht oder wesentlich erschwert werden. Es werden auch die Möglichkeiten der Bauleitplanung in Verfolg der Ziele der Landesplanung erläutert, wobei ausdrücklich darauf hingewiesen wird, daß die Landesplanungsbehörde nach dem Nordrhein-Westfälischen Landesplanungsgesetz für bestehende Bauleitpläne die nachträgliche Anpassung und für bisher unbeplante Standortgebiete die Aufstellung von Bauleitplänen verlangen kann. Insofern entspricht das Nordrhein-Westfälische Landesplanungsrecht bereits der vorgesehenen Änderung des Raumordnungsgesetzes, in das – wie eben ausgeführt – die Ermächtigung der Länder zum Anpassungsgebot für die Standortsicherungspläne erst aufgenommen werden soll.

Wird der Landesentwicklungsplan VI in der jetzt dem Landtagsausschuß vorliegenden Form endgültig erlassen, so dürfte dies der fortschrittlichste Standortsicherungsplan in der Bundesrepublik sein. Von der Flächengröße her sind einige Standorte darunter, die dem Langfristigkeitsgrundsatz und dem Recyclinggebot entsprechen; ferner verdient hervorgehoben zu werden, daß die Standortplanung nach Inkrafttreten des Landesentwicklungsplans unverzüglich in Gebietsentwicklungsplänen konkretisiert wird. Ob dann eine Verpflichtung zur weitergehenden Bauleitplanung ausgesprochen werden

muß oder ob die Gemeinden von sich aus Bebauungspläne für die Kraftwerksstandorte aufstellen, wie das eben dringend empfohlen wurde, bleibt abzuwarten.

#### Zusammenfassung

1. In der Bundesrepublik besteht bis 1985 kein Mangel an Standorten für Kraftwerke, um die Anfang der 90er Jahre erforderliche Kraftwerkskapazität zur Verfügung stellen zu können. Wenn nur die Hälfte der heute im Genehmigungsverfahren befindlichen Kraftwerke bis 1985 in Betrieb geht, ist der dann höchstens erforderliche Strombedarf gedeckt, wahrscheinlich besteht aber eine Überkapazität. Mit der endgültigen Stilllegung einer relevanten Kapazität wegen Ersatz durch neue Anlagen wird nicht gerechnet, da ein entsprechendes Zug-um-Zug-Ersatzprogramm fehlt.
2. Auf Grund der Tatsache, daß
  - heute bereits Standorte für etwa insgesamt 50000 MW im Genehmigungsverfahren sind und
  - drei Länder bereits umfangreiche landesplanerische Standortsicherungspläne verabschiedet haben bzw. in Kürze erlassen werden, die einen Planungshorizont bis 1985 bzw. 1990 und damit eine Reichweite bis Mitte oder Ende der neunziger Jahre für die Inbetriebnahme darauf geplanter Kraftwerke haben, und
  - der Bund beabsichtigt, in das Raumordnungsgesetz eine landesweite Standortplanungsverpflichtung für alle Länder einzuführen,ist grundsätzlich auch über 1985 hinaus in der Bundesrepublik ein Standortmangel nicht zu befürchten.
3. Infolge des bisher praktizierten Kraftwerks-Planungsverfahrens der Elektrizitätsversorgungsunternehmen, bei dem Standorte der spezialgesetzlichen Genehmigungsbehörde mit dem Kraftwerksantrag präsentiert werden, ist jedoch in den meisten Fällen eine Verzögerung der Entscheidung und des Baubeginns vorprogrammiert. Die bauplanungsrechtliche Standortfrage wird daher wachsende Bedeutung erhalten.

Zur Lösung dieser Problematik, die heute fast jedes Genehmigungsverfahren belastet, wird kurzfristig eine Entkopplung des bisher praktizierten Zwillingsverfahrens (planungsrechtliche Standortbeurteilung und anlagenbezogene Beurteilung gemeinsam oder zeitgleich im spezialgesetzlichen Genehmigungsverfahren) vorgeschlagen; dabei wird empfohlen, für Kraftwerke nur solche Standorte in Anspruch zu nehmen, die in einem qualifizierten Bebauungsplan entsprechend ausgewiesen sind. Allenfalls erscheint bei privilegierten Kraftwerken die Inanspruchnahme des Außenbereichs bei Vorliegen eines einfachen Bebauungsplans als Lösung.

Diese Vorschläge erfordern einerseits das Engagement der Gemeinden, nämlich die Inanspruchnahme der Planungshoheit zur verbindlichen bauleitplanerischen Ausweisung von Kraftwerksstandorten, und bringen andererseits eine sehr frühzeitige Beteiligung der Bürger an der Standortdiskussion mit sich. Daraus ergibt sich mit Sicherheit eine Entspannung zwischen Antragsteller und Bürger in nachfolgenden spezialgesetzlichen Genehmigungsverfahren.

4. Der bisherigen Standortvorsorgepolitik mangelt es – bei aller Anerkennung der vorliegenden Standortsicherungspläne – an der gebotenen Langfristigkeit. Langfristige Standortvorsorge für Kraftwerke muß den abschätzbaren technologischen Möglichkeiten und Gegebenheiten bis wenigstens zum Jahr 2000 Rechnung tragen. Eine beachtenswerte Leitlinie für eine solche langfristige Standortpolitik sollte sein, Standorte einer Größe von etwa 1 bis 3 km<sup>2</sup> für eine Kraftwerkskapazität von 4000 bis 5000 MW zu sichern. Damit läßt sich – bei geringer werdendem Zusatz-

bedarf an Elektrizität – die Zahl der Standorte reduzieren, aber gleichzeitig die Qualität der Standorte optimieren. Größere Standorte ermöglichen auch das Standortrecycling, das letztlich allein als Instrument zur Vermeidung permanenter Landnahme mit allen den beklagten Schwierigkeiten in den Einzelgenehmigungsverfahren und zur Verhinderung einer industriellen Zersiedlung der Bundesrepublik in Frage kommt. Je größer die Standorte gewählt werden, um so besser sind sie auch für eine gekoppelte Nutzung von Kraftwerken mit anderen zukünftigen Energieumwandlungsanlagen zur Substitution von Erdöl und Erdgas geeignet.

Schrifttum

- [1] Informationen des Bundesministers des Innern zur Umweltplanung und zum Umweltschutz, hrsg. vom Bundesminister des Innern, Referat Öffentlichkeit, in: Umwelt Nr. 43 vom 29.9.1975, S. 6.
- [2] GMBI. 1975, S. 602.
- [3] BGBl. I, S. 280.
- [4] BGBl. I, S. 274.
- [5] BT-Drucksache 7/3871.
- [6] Bundesanzeiger Nr. 243.
- [7] Ges. Bl. S. 545.
- [8] GVBl., S. 557.

## Eröffnung des Fachgesprächs

Von O. Kellermann<sup>1)</sup>

Im Jahre 1965 fand das Erste Fachgespräch des Instituts für Reaktorsicherheit in München unter dem Thema „Der Einfluß des Standortes auf die Sicherheitsmaßnahmen in der Reaktoranlage“ statt. Über den Standort wurde bereits sehr ausführlich von Professor Dreyhaupt berichtet. Schon 1965 waren drei Vorträge der Prüfung, Ausführung und Wirkung und den Belastungen des Doppelcontainments gewidmet.

Wenn das gleiche Thema den Fachvorträgen dieser Veranstaltung zugrunde gelegt wurde, so gibt dies Anlaß zu einem Rückblick und zu einem kurzen Vergleich:

Der Sicherheitsbehälter, das Containment, wurde von der Atomenergiekommission der Vereinigten Staaten zusammen mit der amerikanischen Industrie entwickelt als Schutzmaßnahme gegen den Maximal Credible Accident (MCA) oder – wie man im deutschen Sprachgebrauch sagt – als Größter anzunehmender Unfall (GaU). Er ist mithin eine augenfällige Demonstration des Vorsorgegedankens, der auch im deutschen Atomgesetz seinen Niederschlag gefunden hat.

Für das erste große amerikanische Kernkraftwerk, das in die Bundesrepublik exportiert wurde (KRB), haben deutsche Gutachter und Behörden erstmals ein Doppelcontainment verlangt, das heißt ein Containment, bei dem die Stahlhülle von einer konzentrischen Betonhülle umgeben ist. Die Vorteile, die sich durch diese Zusatzmaßnahmen ergeben, waren offenkundig. Die Spaltprodukte wurden vor Abgabe in die Atmosphäre verzögert und verdünnt. Außerdem war die Stahlhülle geschützt gegen Einwirkungen von außen. Der Sicherheitsbehälter ist laufend verbessert worden:

1. Verschiedene Rechenprogramme sind entwickelt und erprobt, die eine neue Berechnung des Kühlmittelverluststörfalls in allen Variationen ermöglichen, mit denen man die örtlichen und die zeitlichen Verteilungen von Druck und Temperatur ermittelt.
2. Es sind viele Sicherheitsexperimente durchgeführt worden, mit denen angenommene Störfallabläufe simuliert wurden. Hier sind insbesondere zu erwähnen: Marviken, Semi-scale, Loft, GKM, Battelle, HDR. Alle Experimente haben

die Konservativität unserer Rechenannahmen bestätigt, das heißt sie haben bestätigt, daß keine Verschärfungen von Auslegungsanforderungen erforderlich waren.

3. Werkstoffe, Konstruktionen, Fertigungstechnik und Details, insbesondere die Durchführungen wurden in gemeinsamer Anstrengung von Industrie, Behörden und Gutachtern verbessert.
4. Ein wirksamer Schutz gegen natürliche, zivilisatorische und gewollte Einwirkungen von außen wurden durch die konsequente Berücksichtigung der damit verbundenen Lastannahmen erreicht.
5. Ein umfangreiches Regelwerk ist beim Kerntechnischen Ausschuß zum Sicherheitsbehälter (Werkstoffe, Auslegung, Herstellung, Prüfung, Überwachung) in Arbeit und teilweise abgeschlossen. In diesem Regelwerk werden die Sicherheitsanforderungen detailliert festgeschrieben.

Die vergangenen 20 Jahre haben zu Betriebserfahrungen geführt, die wir ausgewertet und genutzt haben. Hierzu zählen auch die Störfälle in Würzessen und Gundremmingen, die in der Bundesrepublik die spektakulärsten Beanspruchungen des Sicherheitsbehälters waren, bei denen seine Funktion in unserem Lande erstmals in Anspruch genommen wurde.

Mehr als 20 Jahre Erfahrungen und mehr als 20 Jahre erfolgreiche Arbeit von Industrie, Behörden und Gutachtern haben eine Optimierung der Sicherheitsbehälter gebracht und dazu geführt, daß man von einem geschlossenen und in sich konsistenten Sicherheitskonzept sprechen kann. Nach Wissen des Verfassers gibt es nicht eine Anregung oder Verbesserung, die von den Kernenergiekritikern, Umweltschützern oder, wie sie manchmal auch von Politikern genannt werden, kritischen Wissenschaftlern beigetragen wurde. Die echten Kritiker sind nach seiner Meinung die sicherheitsbewußten Mitarbeiter bei den beteiligten Partnern, die durch konstruktive Kritik zur Hebung des Sicherheitsniveaus und zum internationalen Ansehen der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke beigetragen haben.

Und noch ein Vergleich ist angebracht: In den Kernkraftwerken des Ostens sind Containments bis heute noch nicht zu finden, obwohl ihr sicherheitstechnischer Nutzen wohl kaum bestritten werden kann. Die folgenden Beiträge werden diesen Nutzen eindeutig zeigen.

1) Direktor Dipl.-Ing. Otto Kellermann ist einer der beiden Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln.

# Sicherheitsbehälter als wesentliches Rückhaltesystem für radioaktive Stoffe

Von D. Bachner, H.-G. Friederichs und W. Ullrich<sup>1)</sup>

## Kurzfassung

Die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters für radioaktive Stoffe wird am Beispiel eines unterstellten Kühlmittelverluststörfalls untersucht. Es werden Rechnungen vorgestellt, die die Verminderung der Aktivität durch radioaktiven Zerfall und durch verschiedene Abscheidungsprozesse im Sicherheitsbehälter für unterschiedliche Nuklidgruppen und die daraus resultierende Aktivitätsabgabe an die Umgebung als Funktion der Zeit darstellen.

## Abstract

The role of the containment for the retention of radioactive fission products after a hypothetical loss of coolant accident will be analysed. The reduction of the airborne activity due to radioactive decay and due to natural removal mechanisms inside the containment and the resulting release of activity to the atmosphere as a function of time are discussed in detail.

## Sicherheitsbarrieren gegen den Austritt radioaktiver Stoffe aus einem Kernkraftwerk

Im Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerkes stellt der Sicherheitsbehälter ein wichtiges Glied in der Kette von Sicherheitsmaßnahmen zur Rückhaltung von radioaktiven Stoffen dar. Im folgenden soll am Beispiel eines deutschen Druckwasserreaktors vom Typ Biblis B die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters für radioaktive Stoffe näher untersucht werden.

In einem Kernkraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 1300 MW sind nach einer zweieinhalbjährigen Betriebszeit etwa  $10^{10}$  Curie an Spalt- und Aktivierungsprodukten im Kern vorhanden. Um eine Gefährdung der Umgebung durch eine Freisetzung dieser Aktivität zu verhindern, ist eine Reihe von hintereinander geschalteten Sicherheitsbarrieren vorhanden (Bild 1).

Die im Reaktor erzeugten Spaltprodukte sind zunächst in der Brennstoffmatrix eingeschlossen. Ein Bruchteil von ihnen diffundiert während des Betriebes nach außen in den Spaltgasammelraum, wird hier jedoch durch die Brennstabhülle zurückgehalten. Es kann nicht ausgeschlossen werden, daß auch beim bestimmungsgemäßen Betrieb vereinzelt Brennstäbe defekt werden und Spaltprodukte durch Leckagen ins Kühlmittel gelangen. Der Reaktordruckbehälter mit Kühlkreislauf schließt jedoch die ausgetretenen Spaltprodukte ein und verhindert eine Freisetzung von Aktivität aus dem Primärkreis. Im bestimmungsgemäßen Betrieb hat daher der Sicherheitsbehälter mit umgebender Betonhülle für die Rückhaltung von radioaktiven Spaltprodukten keine relevante sicherheitstechnische Bedeutung.

Erst wenn die eben erwähnten vorgeschalteten Sicherheitsbarrieren versagen sollten, erhält der Sicherheitsbehälter als Rückhaltesystem für radioaktive Stoffe seine Bedeutung.

## Die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters

Im folgenden soll am Beispiel des Kühlmittelverluststörfalls, der auf Grund seiner möglichen Auswirkungen die sicherheitstechnische Auslegung eines Kernkraftwerkes bestimmt, die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters für freigesetzte radioaktive Spaltprodukte aufgezeigt werden. Hierbei wird als ungünstigster Fall ein doppelendiger Bruch (2F-Bruch) der Hauptkühlmittelleitung im kalten Strang angenommen. Nach

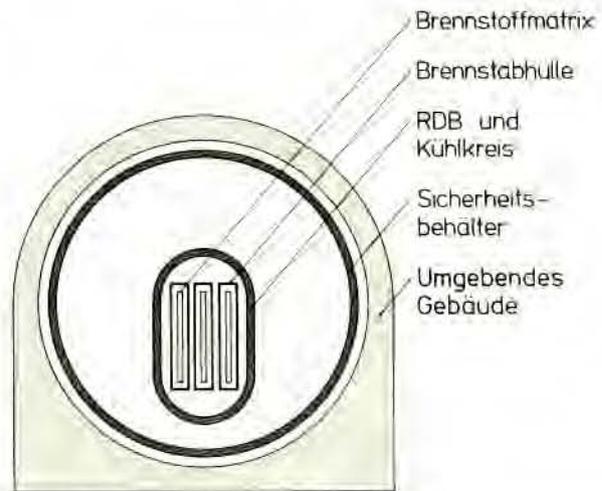


Bild 1: Sicherheitsbarrieren bei Kernkraftwerken

Störfalleintritt wird durch verschiedene Anregungskriterien der Reaktor schnell abgeschaltet. Nach der Abschaltung muß die Nachzerfallswärme durch das Notkühlensystem sicher abgeführt werden. Bezüglich der möglichen radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung der Anlage ist es sehr entscheidend, ob die Kernnotkühlensysteme so schnell nach Störfalleintritt in Funktion treten, daß durch die Nachzerfallswärme keine unzulässige Überhitzung der Brennelemente und dadurch Hüllenschäden eintreten können.

## Freisetzung von Spaltprodukten in den Sicherheitsbehälter

In der Gutachtenspraxis wird meist konservativ angenommen, daß sämtliche Brennelementhüllen defekt werden. Bei dem gerade beschriebenen Störfallablauf entfallen somit Brennstabhülle und das System Reaktordruckbehälter mit Primärkühlkreislauf als Sicherheitsbarrieren, während die Brennstoffmatrix als Rückhaltebarriere noch weitgehend wirksam ist.

In [1] wird angenommen, daß folgende Anteile, bezogen auf das Gesamtaktivitätsinventar, aus dem Kern in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden:

- 10,0 % der Edelgase und Halogene,
- 5,0 % der flüchtigen Feststoffe wie Cäsium (Cs),
- 0,1 % der schwer flüchtigen Feststoffe wie Barium (Ba) und Strontium (Sr).

Diese Freisetzunganteile sind konservativ, da die neuesten Notkühlgutachten gezeigt haben, daß das Ausmaß der Hüllenschäden geringer ist als hier unterstellt wurde.

Für die radiologischen Auswirkungen ist nun sehr entscheidend, ob der Sicherheitsbehälter die thermodynamischen Belastungen beherrscht, die bei dem Kühlmittelverluststörfall auftreten. Hierbei stellt sich zwangsläufig die Frage, wie exakt die theoretischen, thermodynamischen Belastungen vorzuberechnen sind und wie gut sie in Einklang mit den experimentellen Ergebnissen stehen. Kennt man die Bandbreite und Unsicherheit der thermodynamischen Berechnungen, kann man darangehen, den Sicherheitsbehälter gegen die bei diesem Störfall auftretenden Belastungen auszulegen. Für die weiteren Untersuchungen wird davon ausgegangen, daß der Sicherheitsbehälter gegen die bei dem Kühlmittelverluststörfall auftretenden thermodynamischen Belastungen ausgelegt ist.

<sup>1)</sup> Dr. D. Bachner, Dr. H.-G. Friederichs und W. Ullrich, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

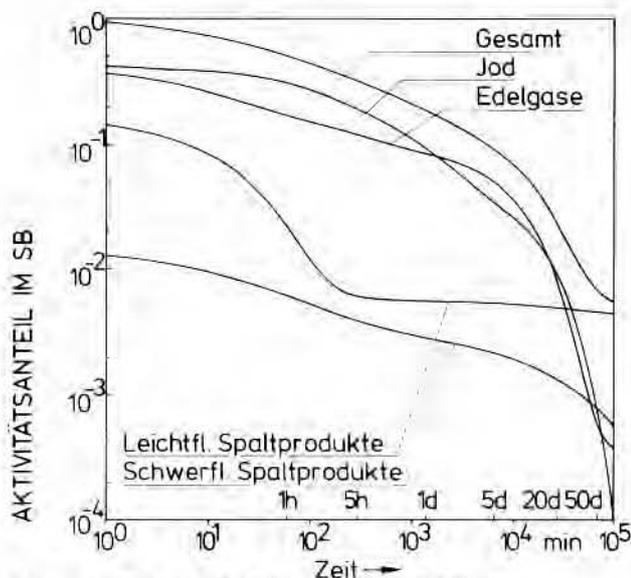


Bild 2: Radioaktiver Zerfall im Sicherheitsbehälter

Die in den Sicherheitsbehälter freigesetzte Aktivität wird bis zur Ausbreitung in der Atmosphäre durch verschiedene Prozesse erheblich reduziert. Die wichtigsten Prozesse sind dabei:

- Verminderung der Aktivität durch radioaktiven Zerfall,
- Abscheidungsprozesse im Sicherheitsbehälter,
- Rückhaltung der Aktivität durch die Wirksamkeit der Filteranlage außerhalb des Sicherheitsbehälters bei der Ringraumabsaugung.

Der Einfluß der beiden ersten Effekte auf die Abnahme der Aktivität in der Sicherheitsbehälteratmosphäre nach einem Kühlmittelverluststörfall soll am Beispiel eines idealen Sicherheitsbehälters (das heißt an einem absolut dichten Sicherheitsbehälter) deutlich gemacht werden.

#### Verminderung durch radioaktiven Zerfall

In Bild 2 ist in doppelt-logarithmischem Maßstab die Verminderung der Aktivität im Sicherheitsbehälter durch radioaktiven Zerfall über eine Zeitspanne von 1 bis  $10^5$  Minuten (dies entspricht etwa 70 Tagen) dargestellt. Die einzelnen Kurven sind jeweils auf die zum Zeitpunkt der Freisetzung insgesamt im Sicherheitsbehälter vorhandene Aktivität normiert. Die Gesamtaktivität ist nach etwa 30 Tagen um zwei Größenord-

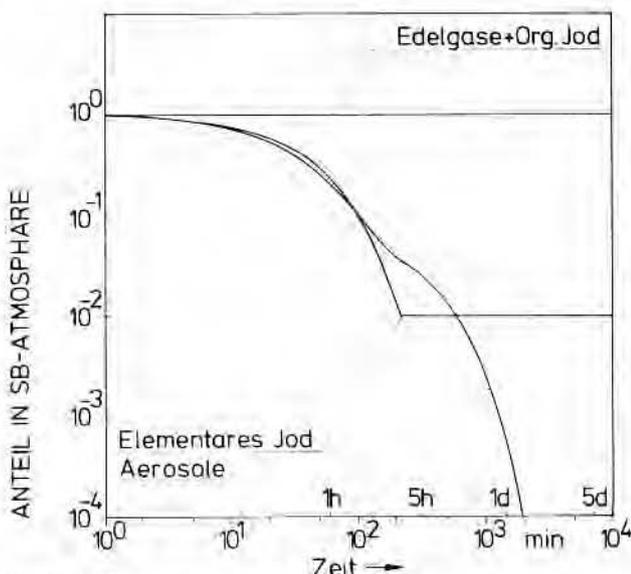


Bild 3: Ablagerung im Sicherheitsbehälter

nungen kleiner geworden. Der Anteil der einzelnen Freisetzungsguppen an der Gesamtaktivität ist ebenfalls dargestellt. Edelgase und Jod zeigen einen ähnlichen Verlauf: Deutlich zu sehen ist der rapide Abfall nach etwa zehn Tagen. Anders verhält sich die Gruppe der leicht flüchtigen Spaltprodukte. Nach einem raschen Abfall innerhalb der ersten drei Stunden bleibt die Aktivität nahezu konstant. Dies ist auf die langlebigen Cs-Isotope 134 und 137 zurückzuführen. Die Zerfallskurve der schwerflüchtigen Spaltprodukte zeigt einen stetigen Abfall um mehr als eine Größenordnung in dieser Zeit.

#### Abscheidungsprozesse im Sicherheitsbehälter

Die in den Sicherheitsbehälter freigesetzten Spaltprodukte liegen dort als Gas oder Aerosol vor. Entsprechend ihrem Ablagerungsverhalten kann man die Spaltprodukte in drei Gruppen unterteilen:

- Edelgase und organisches Jod,
- elementares Jod,
- Aerosole.

Das unterschiedliche Ablagerungsverhalten wird in Bild 3 deutlich. Hier ist die Abnahme der in der Sicherheitsbehälteratmosphäre enthaltenen Konzentration als Funktion der Zeit – normiert auf jeweils freigesetzte Konzentration – dargestellt. Um allein den Effekt der Ablagerung im Sicherheitsbehälter herauszuarbeiten, ist der radioaktive Zerfall in den Kurven nicht enthalten, das heißt die drei Nuklidgruppen werden in den Rechnungen als stabil angesehen. Im folgenden soll kurz auf die den Rechnungen zugrunde gelegten Abscheidemodellvorstellungen eingegangen werden.

Bei den Edelgasen bleibt die Konzentration konstant. Hier werden keine Abscheidungsprozesse angenommen. Organisches Jod kann durch Hydrolyse in Wasser und durch Adsorption an Farbanstrichen aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre entfernt werden [3]. Dieser Prozeß verläuft jedoch sehr langsam und wird deshalb hier nicht berücksichtigt.

Elementares Jod wird auf Grund des Temperaturgefälles zwischen der Luft und den Strukturen durch natürliche Konvektion zu den Wänden und Oberflächen transportiert, wo es an dem Wasserfilm, der sich dort niedergeschlagen hat, abgetrennt wird. Es wurde experimentell beobachtet [2, 3], daß die Jodkonzentration in der Luft zwar am Anfang sehr stark abnimmt, bis sie etwa 1 % der Anfangskonzentration erreicht hat, danach jedoch nur noch ganz gering abfällt. Dies erklärt man damit, daß sich nach einer gewissen Zeit ein Gleichgewichtszustand zwischen der Jodkonzentration in der flüssigen und in der gasförmigen Phase einstellt, das heißt die Jodkonzentration in der Luft bleibt danach konstant.

Aus den eben erwähnten Containment Systems Experiments (CSE) [2, 3], weiß man, daß für Aerosole die Sedimentation den Hauptabscheidemechanismus darstellt. Ein entscheidender Parameter für die Größe der Sedimentationsgeschwindigkeit ist der Aerosoldurchmesser. Die experimentell festgestellte Abnahme des mittleren Aerosoldurchmessers von  $15 \mu\text{m}$  auf  $5 \mu\text{m}$  in etwa vier Stunden wurde als Zeitfunktion den Rechnungen zugrunde gelegt. Man erkennt in Bild 3, daß die Abscheiderate für Aerosole in den ersten eineinhalb Stunden etwa so groß ist wie die des elementaren Jods. Danach nimmt die Jodkonzentration jedoch bis zum Erreichen des Gleichgewichtswertes sehr viel stärker ab, während die Aerosolkonzentration diesen Wert erst nach etwa zehn Stunden erreicht. Nach einem Tag beträgt die Aerosolkonzentration in der Luft nur noch etwa 1 % der Anfangskonzentration.

#### Freisetzung aus dem Sicherheitsbehälter

Ein idealer, absolut dichter Sicherheitsbehälter, wie er zur Demonstration der beiden eben erwähnten Effekte angenommen wurde, ist natürlich in der Praxis nicht erreichbar. Es treten bei dem erhöhten Innendruck nach einem Kühlmittelver-

luststörfall Leckagen nach außen auf. Diese Leckage darf einen im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren festgelegten Grenzwert, der bei neueren Anlagen bei 0,25 Vol.-%/d liegt, nicht überschreiten. Darauf wird näher im Beitrag „Leckratenprüfung bei Sicherheitsbehältern“ eingegangen. Um die Auswirkungen des Störfalls auf die Umgebung der Anlage möglichst gering zu halten, wäre es nach dem eben Gesagten sinnvoll, die Aktivität so lange im Sicherheitsbehälter zurückzuhalten, bis sie weitgehend zerfallen oder abgelagert ist. Die großen Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, wo am ehesten Leckagen zu erwarten sind, sind deshalb an das Leckabsaugesystem angeschlossen, das die ausgetretenen radioaktiven Schadstoffe wieder in den Sicherheitsbehälter zurückführt. Damit aus dem Sicherheitsbehälter durch Leckagen austretende Spaltprodukte, die nicht durch das Leckabsaugesystem (Abkammerungen) erfaßt werden, nicht unmittelbar in die Umgebung freigesetzt werden, hat man den Sicherheitsbehälter mit einer Betonhülle umgeben.

#### Wirksamkeit der Filteranlage

In dem Raum zwischen Betonhülle und Sicherheitsbehälter wird ein geringer Unterdruck aufrechterhalten (Ringspaltabsaugung). Die dort befindlichen Aktivitäten werden mit der Fortluft über eine für Störfälle spezifizierte Filteranlage geleitet. In der Praxis müssen die Filteranlagen so ausgelegt werden, daß sichergestellt ist, daß höchstens folgende Anteile durchgelassen werden:

- Edelgase 1
- Halogene in organischer Form  $10^{-2}$
- Halogene in anorganischer Form und Aerosole  $10^{-3}$

Diese Werte müssen garantiert werden. Das heißt, die tatsächlich erreichbaren Filterfaktoren werden normalerweise günstiger sein. Die Abgabe der radioaktiven Stoffe über Kamin bewirkt eine größere atmosphärische Verdünnung als bei bodennahe Freisetzung und somit eine weitere Reduktion der möglichen potentiellen Strahlenbelastung der Umgebung.

#### Aktivitätsabgabe an die Umgebung bei Auslegungs-Leckrate

Die eben vorgestellten drei Effekte zur Verminderung der Aktivität nach einem Störfall sollen nun zusammengefaßt werden, um die Rückhaltungswirkung des Sicherheitseinschlusses zu demonstrieren. Nach [4] ist der Sicherheitseinschluß das System aus Sicherheitsbehälter und umgebendem Gebäude sowie den Hilfssystemen zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter. Die Leckage des Sicherheitsbehälters darf einen im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren festgelegten Grenzwert nicht überschreiten. Diese Auslegungsleckrate, die bei neueren Anlagen 0,25 Vol.-%/d beträgt, wurden den Rechnungen zugrunde gelegt, und zwar konstant über die betrachtete Zeitspanne von etwa 70 Tagen. Dies ist eine konservative Betrachtungsweise, da der Druckabfall im Sicherheitsbehälter nicht berücksichtigt wird.

Bild 4 zeigt für jeden Zeitpunkt bis 70 Tage die insgesamt nach außen freigesetzte Aktivität, und zwar normiert auf die gesamte Anfangsaktivität im Sicherheitsbehälter. Es wurde bei den Rechnungen angenommen, daß unmittelbar nach der Freisetzung in den Sicherheitsbehälter 10 % des Jods in organischer Form vorliegen. Die Freisetzung der Aerosole (leichtflüchtige und schwerflüchtige Spaltprodukte) ist wegen der raschen Ablagerung im Sicherheitsbehälter nach zwei bis drei Stunden praktisch beendet. Ein ähnlicher Verlauf ist auch bei der Aktivitätskurve des elementaren Jods zu beobachten. Der leichte Anstieg nach fünf Stunden ist darauf zurückzuführen, daß die Jodkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre nach Erreichen des Gleichgewichtszustandes zwischen flüssiger und gasförmiger Phase nicht mehr weiter an den Strukturen abgeschieden wird. Das nach außen freigesetzte Jodge-

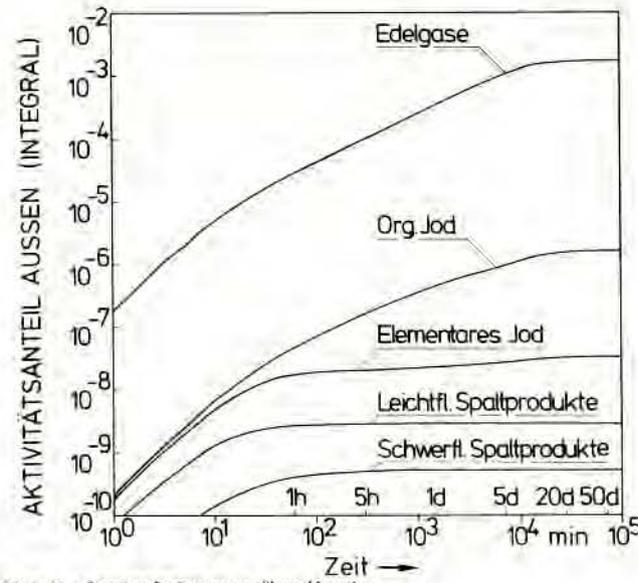


Bild 4: Gesamtfreisetzung über Kamin

misch besteht am Anfang je zur Hälfte aus organischem und anorganischem Jod. Nach einigen Stunden wird jedoch im wesentlichen nur noch organisches Jod freigesetzt. Nach etwa zehn Tagen ist die Jodaktivität im Sicherheitsbehälter durch radioaktiven Zerfall bereits so weit abgeklungen, daß keine nennenswerte Jodaktivität mehr nach außen abgegeben wird. Auch die integral freigesetzte Edelgasaktivität steigt zunächst auf Grund der konstanten Leckrate stetig an, bis sich nach etwa zehn Tagen der radioaktive Zerfall so stark bemerkbar macht, daß praktisch keine Aktivität mehr nach außen abgegeben wird.

#### Aktivitätsabgabe bei großer Leckage im Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitseinschluß hat somit eine eminent wichtige Funktion bei der Rückhaltung von Spaltprodukten nach einem Kühlmittelverluststörfall. Im folgenden soll nun untersucht werden, wie effektiv die Rückhaltung der Spaltprodukte selbst dann noch ist, wenn die Sicherheitshülle teilweise versagen würde.

Es wird angenommen, daß sofort zu Beginn des Kühlmittelverluststörfalls im Sicherheitsbehälter ein Leck mit einem Durchmesser von 300 mm vorhanden ist. Diese Annahme ist

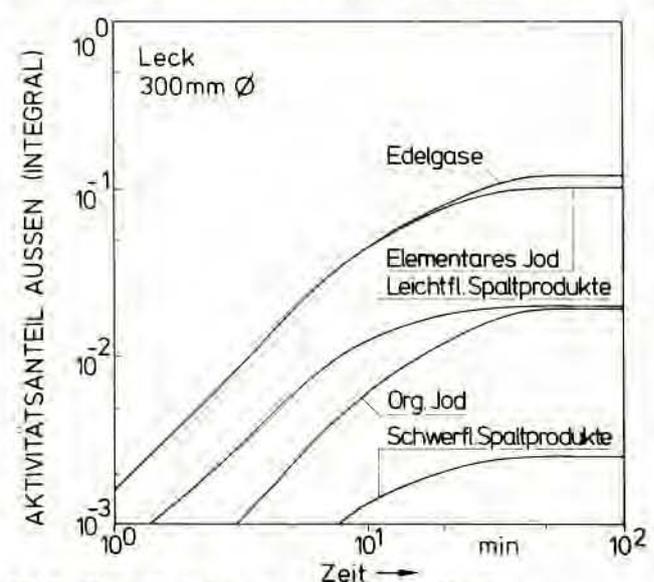


Bild 5: Gesamtfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter

angesichts der Auslegung des Sicherheitsbehälters rein hypothetischer Art. Als Folge des Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter baut sich im Ringraum ein Überdruck auf. Da das den Ringraum umschließende Gebäude gegen Überdruck nicht ausgelegt ist, kann nicht ausgeschlossen werden, daß Dichtungen bei diesem Überdruck versagen und Aktivität unmittelbar an die Umgebung freigesetzt wird. Das heißt, bei diesem Störfall fallen die Filter als Rückhaltemedium weg. Die insgesamt nach außen abgegebene Aktivität – normiert auf die gesamte Anfangsaktivität im Sicherheitsbehälter – ist in Bild 5 für den Zeitbereich bis 100 Minuten dargestellt. Die Leckrate aus dem Sicherheitsbehälter wurde hierbei nicht als konstant angenommen, sondern druckabhängig berechnet. In den ersten 30 Minuten liegt die Leckrate etwa um vier Größenordnungen über der Auslegungsleckrate, während die Leckrate danach stetig abfällt. Nach etwa einer Stunde ist Druckausgleich zwischen Innen- und Außenatmosphäre erreicht und die Ausströmung aus dem Sicherheitsbehälter hört auf. Selbst bei diesem Störfall hat der Sicherheitsbehälter noch eine Rückhaltewirkung. Die insgesamt nach außen abgegebene Aktivität beträgt ungefähr ein Viertel der gesamten Anfangsaktivität im Sicherheitsbehälter, das heißt drei Viertel der Aktivität werden zurückgehalten.

#### Zusammenfassung

Der Sicherheitseinschluß für Kernkraftwerke hat für die Rückhaltung von Spaltprodukten, die bei einem Kühlmittel-

verluststörfall in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden, eine außerordentlich hohe Bedeutung. Die Ergebnisse der Rechnungen zeigen, daß der Anteil der Spaltprodukte, der bei intaktem Sicherheitsbehälter in die Umgebung abgegeben wird, unter den gemachten Annahmen bei Edelgasen um zwei und bei den Aerosolen um mehr als sieben Größenordnungen reduziert wird. Aus dem Zeitverlauf der Aktivitätsabgabe ist zu entnehmen, daß die Freisetzung der Aerosole nach etwa drei Stunden und die der Edelgase und des Jods nach etwa zehn Tagen praktisch beendet ist. Diese Zahlen belegen nachdrücklich die große Bedeutung des Sicherheitsbehälters für die Rückhaltewirkung von Spaltprodukten bei unterstelltem Kühlmittelverluststörfall.

#### Schrifttum

- [1] RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. Entwurf vom 21. Juni 1978.
- [2] Coleman, L. F., und R. K. Hilliard: Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiment. BNWL 1457, Battelle Northwest, Richland (1970).
- [3] Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants, United States Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975.
- [4] Der Bundesminister des Innern: Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Bekanntmachung vom 21. 10. 1977.

## Diskussion

E. A. Hampe, (KEG, Luxemburg):

Mit gewissem Erstaunen habe ich davon Kenntnis genommen, daß – wie es häufig geübt wird – mit einer Fraktion von organischem Jod in Höhe von 10 % gerechnet wurde. Es gibt auch viele andere Werte hierzu, die ebenfalls gut begründet erscheinen. Chamberlein (UK) hat schon vor 20 Jahren festgestellt, daß es erhebliche Variationen des organischen Jods in der Containment-Atmosphäre geben kann (katalytische Wandeffekte). Gibt es besondere Gründe für angenommene 10 %?

Der Effekt der Abnahme der Aerosolaktivität bedarf augenscheinlich noch einer Ergänzung hinsichtlich der Führung der Experimente, auf denen die Aerosolkurve beruht. Man könnte sich zum Beispiel vorstellen, daß bei Wiederbedeckung des Core mit Wasser, den damit verbundenen Koch- und Verdampfungsvorgängen, die Aerosolaktivität in der Atmosphäre des Containments nicht beständig abnimmt. Könnte der Redner diese Fragen beantworten?

H.-G. Friederichs, (GRS):

In der Literatur gibt es eine Reihe von experimentellen Daten über den Anteil des organischen Jods in der Sicherheitsbehälteratmosphäre. Diese Daten schwanken je nach Randbedingungen über einen großen Bereich. Der hier benutzte Wert von 10 % gibt die obere Grenze dieser experimentellen Daten an und ist auch in den RSK-Leitlinien festgeschrieben.

Zu Ihrer Frage der Abnahme der Aerosolaktivität: Solange die Aerosolfreisetzung durch Wasserverdampfungsvorgänge aus dem Core begleitet wird, wird es durch Kondensations- und Washoutprozesse zu einer erhöhten Ablagerung kommen. Die Größe dieser Ablagerung wird natürlich im Laufe der Zeit abnehmen, wenn der Wasserdampf in der Atmosphäre bereits zum großen Teil an den Wänden kondensiert ist und damit für den Washout der Aerosole nicht mehr zur Verfügung steht. Da der größte Teil der Aerosole bereits in den

ersten Stunden nach der Freisetzung abgelagert wird, würde auch eine Verringerung der Sedimentationsgeschwindigkeit in der Folgezeit praktisch keinen Einfluß auf das Ergebnis dieser Analyse haben.

D. Bachner, (GRS):

Zum Anteil des organischen Jods noch eine Ergänzung: Der Wert von 10 % für den organischen Jodanteil gibt den Anfangswert unmittelbar nach der Freisetzung an. Die Analyse zeigt sehr deutlich, daß in der Folgezeit dieser Anteil infolge der Abscheidung des elementaren Jods bis auf etwa 90 % anwächst.

J. Wolters, (KFA, Jülich):

Im Vortrag wurde die integrale Freisetzung der Radioaktivität nach einem Kühlmittelverluststörfall eines Leichtwasserreaktors über die Containmentleckage für eine Zeit von 50 Tagen dargestellt. Mir ist bekannt, daß man nach einigen Tagen wegen des Aufbaus von Wasserstoff ( $H_2$ ) durch Radiolyse eine Spülung des Containments vornehmen muß. Damit stellt sich die Frage nach der Relevanz einer Freisetzungsrechnung unter alleiniger Berücksichtigung der Containmentleckage. Wird hierdurch nicht ein zu optimistisches Bild gezeichnet?

D. Bachner, (GRS):

Die vorliegende Analyse ist für einen Druckwasserreaktor durchgeführt worden. Gutachtliche Stellungnahmen haben gezeigt, daß auch bei Zugrundelegung konservativer Randbedingungen unzulässige Wasserstoffkonzentrationen im Containment frühestens nach 50 bis 70 Tagen zu erwarten sind. Dann sind aber, wie die Analyse gezeigt hat, die Spaltprodukte aus der Containmentatmosphäre durch radioaktiven Zerfall oder Ablagerung schon weitgehend entfernt.

F. Föglein, (VEW, Dortmund):

Haben Sie Vergleichsrechnungen durchgeführt unter Beachtung des tatsächlichen Druckverlaufs und der wiederholt gemessenen Betriebsleckraten anlässlich der Druckproben?

D. Bachner, (GRS):

Die tatsächlich gemessene Betriebsleckage anlässlich der

Druckprobe kann man den Rechnungen nicht zugrunde legen, da sie nicht unter den im Störfall zu erwartenden Randbedingungen (Druck und Temperatur) gemessen worden ist. Eine Berücksichtigung des tatsächlichen Druckverlaufs in der vorliegenden Analyse würde nur dann einen nennenswerten Effekt bringen, wenn der Druck sich in den ersten Stunden deutlich erniedrigen würde. Das ist hier aber nicht untersucht worden.

## Bestätigen die Experimente die thermodynamischen Belastungen von Volldruck-Sicherheitsbehältern?

Von D. Risse<sup>1)</sup>

### Kurzfassung

Nach kurzem Überblick über die Entwicklung der Rechenprogramme für den langzeitigen Druckverlauf im Sicherheitsbehälter nach Kühlmittelverluststörfällen und für die kurzzeitigen Druckdifferenzen zwischen dessen Einbauten wird dargestellt, wie mit Hilfe von Versuchen die Richtigkeit der in den Programmen verwendeten Modellvorstellungen bestätigt werden sollte. Dabei zeigte es sich, daß einige Annahmen offenbar zu grob getroffen wurden, so daß auf der Basis experimenteller Erfahrungen Modelländerungen vorgenommen werden konnten. Die weiteren Bemühungen zur Klärung einzelner Phänomene werden angesprochen und internationale Aktivitäten zur allgemeinen Hebung des Wissensstandes in den Rechenprogrammen für thermodynamische Vorgänge im Sicherheitsbehälter aufgezeigt.

### Abstract

After a brief survey of the computer code development for the long term pressure run in the containment after LOCA and for the short term pressure differences between containment internals, it is shown, how the correctness of models used in the codes should be verified by experiments. It then turned out, that some assumptions were made too rough. The experimental basis allowed several modifications of the code-models. Further activities to clarify special phenomena are dealt with and international activities to improve the knowledge of codes for thermodynamic processes in the containment are presented.

### Werdegang

Die ersten in der Bundesrepublik für Kernkraftwerke gebauten Sicherheitsbehälter waren Volldrucksicherheitsbehälter. Gegen Störfalldruck ausgelegt wurden sie nach dem sehr einfachen USA-Vorbild mit plötzlich freigesetztem und im Sicherheitsbehälter homogen verteiltem Kühlmittel des Primärkreises sowie zusätzlichen Energiebeiträgen für Sekundärkreisenergie, Nachzerfallwärme bis zum Einsetzen der Notkühlung u. ä. Der weitere Verlauf des Druckes über den Maximaldruck hinaus wurde nicht weiter untersucht, man begnügte sich mit der Feststellung, daß die Not- und Nachkühleinrichtungen in der Lage waren, die anfallende Nachzerfallwärme sicher abzuführen. Der eigentliche Sicherheitsbehälter wurde stets mit einem zweiten Behälter aus Beton umgeben, der der Abschirmung der Direktstrahlung diente und der bei Anlagen deutscher Bauart gestattete, die in den entstandenen Zwischenraum eindringenden Leckagen mit der Abluft über den Kamin abzugeben. Der Wunsch, die umständlichen Handrechnungen zu umgehen sowie die tatsächlich ablaufenden physikalischen Vorgänge der Kühlmittelfreisetzung, der Ent-

speicherung heißer Komponenten, der Druckabsenkung durch Kondensation an kalten Einbauten, des Temperaturverlaufes in der Stahlhülle usw. genauer zu erfassen, konnte mit Hilfe der sich anbietenden Rechenanlagen erfüllt werden. Erste Rechenprogramme zur Erfassung des langzeitigen Druckverlaufes im Sicherheitsbehälter wie CONDRU, CONTEMP, COCO wurden entwickelt.

Im US-Konzept der spontanen Freisetzung des Kühlmittels ohne detaillierte Betrachtung des zeitlichen Ablaufs der physikalischen Vorgänge war das Problem der Druckdifferenzen an Einbauten während der Ausbreitung des Kühlmittels über den gesamten Sicherheitsbehälter nicht enthalten. Das Problem wurde 1965 im IRS aufgegriffen. Mit ersten Angaben zum Verlauf der Freisetzung des Kühlmittels aus doppelendigem Bruch (Fauske, Edwards) wurden von Hand Überschlagsrechnungen angestellt, die die Druckdifferenzen innerhalb der Einbauten des Sicherheitsbehälters als ernstes Problem auswiesen.

Schnell wurde klar, daß die komplizierten transienten Vorgänge im Netzwerk der Einbauten nicht mehr von Hand berechenbar waren, wenn man nicht unsinnige Konservativitäten bei der Auslegung der Einbauten in Kauf nehmen wollte. Erste Gedanken wurden 1965 auf dem ersten IRS-Fachgespräch von Seipel vorgetragen, erste Rechenmodelle folgten 1967 und 1968 mit ZOCO, PREGA, DRAUF, DDIFF [1, 2, 3, 4, 5].

Diese Rechenprogramme waren nach dem damaligen Stand der thermodynamischen Erkenntnisse aufgebaut, es fehlte jedoch weitgehend die experimentelle Bestätigung. Die Langzeitprogramme wie CONDRU des IRS und CONTEMP der USAEC konnten zwar an CVTR-Tests (Carolina Virginia Tube Reactor), USA 1968 [6], im großen und ganzen verifiziert werden, für Druckdifferenzprogramme gab es jedoch keinerlei Testeinrichtung, die zur Bestätigung hätte herangezogen werden können. Man mußte sich damit begnügen, die Programme untereinander zu vergleichen, einzelne Parameter zu variieren, um ihre Auswirkungen zu erkennen, sowie Gleichungen und Eingabedaten konservativ einzusetzen. Dazu gehört zum Beispiel, daß beim Auslegungsdruck die Bautoleranzen der Volumina für Primärsystem und Sicherheitsbehälter, die in der Größenordnung von  $\pm 2\%$  liegen, berücksichtigt werden, daß Masse- und Energieinhalt der Sekundärseite eines Dampferzeugers hinzugerechnet werden, daß die Maximaltemperatur in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters auch seiner Wand zugeschrieben wird und daß schließlich 15 % des errechneten Druckes als Sicherheitsreserve zugeschlagen werden. Bei Druckdifferenzen werden ungünstig hohe Ausströmraten, niedrige Durchflußziffern an Überströmöffnungen und hohe Wassermittelfaktoren eingesetzt. Auch hier wird ein Unsicherheitszuschlag in Höhe von 15 % eingesetzt. Dabei war – und ist – stets zu beachten, daß mit ein und demsel-

<sup>1)</sup> D. Risse, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

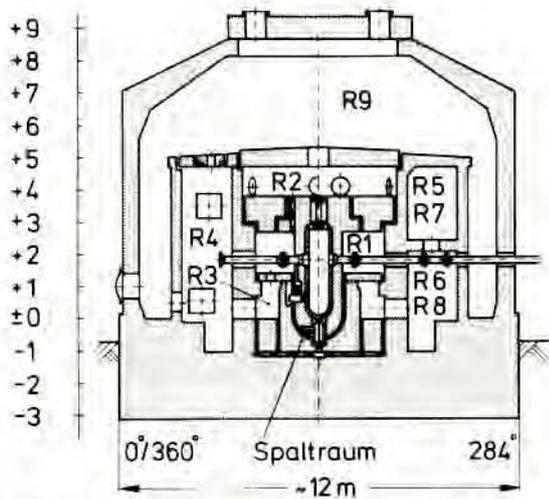


Bild 1: Vertikalschnitt durch das Modellcontainment

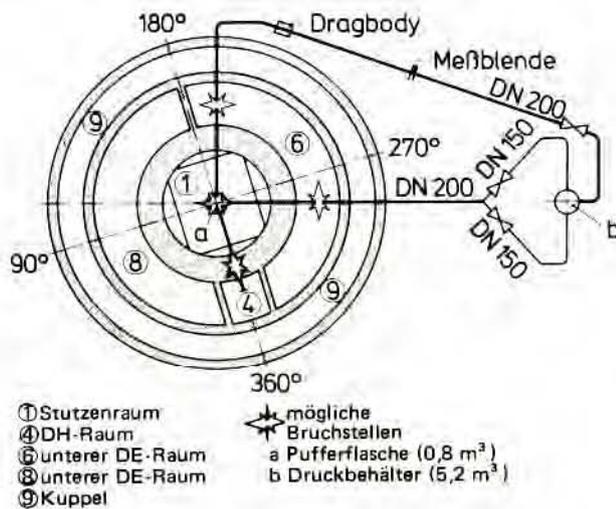


Bild 2: Horizontalschnitt durch das Modellcontainment

- ① Stutzenraum
- ④ DH-Raum
- ⑥ unterer DE-Raum
- ⑧ unterer DE-Raum
- ⑨ Kuppel
- ✱ mögliche Bruchstellen
- a Pufferflasche (0,8 m<sup>3</sup>)
- b Druckbehälter (5,2 m<sup>3</sup>)

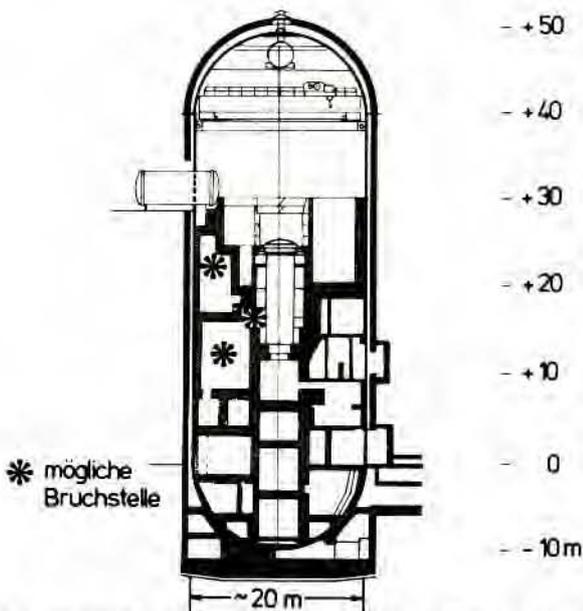


Bild 3: Vertikalschnitt durch den Sicherheitsbehälter des untersuchten Heißdampfreaktors (HDR)

ben Programm die gleichen Parameter je nach Fragestellung vollkommen unterschiedlich einzusetzen sind, um zu sicheren Ergebnissen zu gelangen.

So ist es zum Beispiel für die Festlegung der Auslegungsbedingungen des Sicherheitsbehälters notwendig, die Druckspitze konservativ hoch zu ermitteln. Für die Auslegung der Notkühlsysteme (Kühlung der Kerns beim Wiederauffüllen und Fluten) ist es jedoch beim gleichen Störfall notwendig, den Druck im Sicherheitsbehälter möglichst niedrig zu bestimmen, indem zum Beispiel zusätzliche Energiebeiträge aus dem Sekundärkreis vernachlässigt oder Kondensationen an kalten Einbauten sehr hoch angesetzt werden. Unter Beachtung solcher Randbedingungen konnte man mit großer Sicherheit erwarten, daß die Ergebnisse auch dann zu einer konservativen Auslegung führten, wenn im einzelnen oft die physikalischen Zusammenhänge nicht durchschaut waren und die Entscheidung über das notwendige Maß an Konservativität dem Ingenieur überlassen blieb.

### Versuchsanlagen

In dieser unbefriedigenden Situation entstand bald der Wunsch nach Versuchen, die zunächst die integrale Richtigkeit der Modelle überprüfen und soweit möglich einzelne Parameter bestätigen sollten.

Es zeigte sich bald, daß dem Wunsch nach Versuchen im Großmaßstab Grenzen durch die Finanzierbarkeit gesetzt waren. Insbesondere waren auch Grenzen gesetzt durch die Größe der verfügbaren Energiespeicher zur Simulation des Bruchmassenstromes. Aus den vielfältigen Vorschlägen wurde schließlich 1969 ein Modellcontainment ausgewählt, das im linearen Maßstab 1:4 gegenüber Realanlagen der Größenordnung 1200 MW elektrischer Leistung verkleinert war (Bilder 1 und 2) [7]. Das Volumenverhältnis ergab sich daraus zu 1:64. Um die kurzzeitigen Druck- und Differenzdruckverläufe in ihrer Höhe und im richtigen zeitlichen Ablauf darzustellen, wurden auch der Bruchmassenstrom sowie die Überströmflächen zwischen den Räumen diesem Maßstab angepaßt. Wie meistens bei Modellversuchen konnten andere Parameter nicht gleichzeitig im richtigen Maßstab reduziert werden. So zum Beispiel waren die kondensierenden Oberflächen der Wände innerhalb des Containments im Verhältnis zu den Oberflächen einer realen Anlage etwa um den Faktor 6 zu hoch. Auch das Verhältnis bruchnaher zu bruchfernen Oberflächen wurde größer als in Realanlagen. Dadurch war zwar zu erwarten, daß kondensationsbedingte Einflüsse auf den Druckverlauf überzeichnet würden, im Kurzzeitbereich war dieser Effekt jedoch von untergeordneter Bedeutung und wurde daher zugunsten des eigentlichen Versuchszieles, zeitliche Druck- und Differenzdruckverläufe zu messen, in Kauf genommen.

Im Jahre 1973 wurde das Prototypkraftwerk HDR<sup>2)</sup> endgültig stillgelegt und für Versuchszwecke freigegeben. Da zu diesem Zeitpunkt bereits einige Versuchsergebnisse des Modellcontainments vorlagen, bot nun eine Originalanlage (Bild 3 und 4) in vielerlei Hinsicht eine ausgezeichnete Möglichkeit, offene Fragen bei der Übertragung modellmäßiger Versuchsergebnisse auf Großanlagen sowie bei der Erfassung mangels einer geeigneten Übertragungstheorie nicht modellmäßig bestimmbarer Parameter zu beantworten. Aus der Vielzahl der Untersuchungsobjekte, die von Festigkeitsuntersuchungen am Druckbehälter über Erdbebenversuche und Leckratenversuche zu thermodynamischen Untersuchungen an Druckbehältereinbauten, Armaturen und Rohrleitungen sowie im Sicherheitsbehälter reichen, sollen hier nur kurz die den Sicherheitsbehälter betreffenden thermodynamischen Versuche angesprochen werden [8]. Das HDR-Containment bietet mit seinen Abmessungen die Möglichkeit, geometriebedingte Pa-

2) Heißdampfreaktor (HDR)

parameter, zum Beispiel den Wassermittels, genauer zu untersuchen. Außerdem entsprechen hier die Kondensationsflächen der Wände wie auch der vielfältigen Rohrleitungen, Trittgitter usw. denen realer Anlagen, was nicht nur im Kurzzeitbereich, sondern auch im Langzeitbereich zu eher repräsentativen Ergebnissen führen wird.

Andererseits wird es im HDR-Containment schwieriger, einzelnen Effekten durch gezielte Versuchsführung nachzugehen, da hier anders als im vereinfachten Modellcontainment zum Beispiel eine Vielzahl von Überströmquerschnitten zwischen den zahlreichen Räumen vorhanden ist, die Strömungswege in den Überströmöffnungen durch Kabel und Rohrleitungen teilweise zugesetzt sind und die Räume mit dem üblichen Gewirr von Rohrleitungen und Einbauten angefüllt sind (Bild 5).

Daher wurde ein hoher Aufwand getrieben, bestimmte Effekte, die vorzugsweise an einer realen Anlage zu ermitteln sind, so gut wie möglich meßtechnisch zu erfassen. Dazu gehört zum Beispiel der lokale Wärmeübergang in unterschiedlichen Bereichen des Containments im Kurz- wie im Langzeitbereich. Hier gilt es besonders, die sicherlich stark unterschiedlichen Wärmeübergangsverhältnisse in bruchnahen Räumen und in bruchfernen Räumen während des Blowdown genauer zu analysieren sowie langfristig die durch Temperaturschichtung vermutlich sehr unterschiedlichen Wärmeübergänge zu erfassen, die letztlich den Druckabfall im Sicherheitsbehälter bestimmen. Die Messung der Wärmeübertragungsvorgänge von der Atmosphäre im Sicherheitsbehälter an die Strukturen erfolgt mit Hilfe von Wärmemeßblöcken aus Stahl oder Beton, die den an der Oberfläche eindringenden Wärmestrom mit Thermoelementen erfassen (Bild 6). Zur Zeit sind mindestens drei solcher Wärmemeßblöcke über das Containment verteilt vorgesehen.

Während der Blowdown-Phase wird großer Wert gelegt auf die Erfassung des Wassermittels, der – wie später noch etwas genauer ausgeführt wird – die Druckdifferenzen wesentlich beeinflusst. In bruchnahen Bereichen sind, teilweise variabel angeordnet, Meßeinrichtungen vorgesehen, die die Dampf- und Wasserphase in den Öffnungen mit Hilfe der neu entwickelten Infrarot-Absorptionsmethode nach Barschdorff [9] getrennt erfassen sollen und damit wichtige Grundlagen für theoretische Überlegungen für Schlupfmodelle speziell für Blendenströmung schaffen.

### Ergebnisse

Wieweit bestätigen nun die bisher vorliegenden Versuchsergebnisse die Auslegungsrechnungen für die genehmigten Anlagen? Bereits die ersten Versuche zeigten, daß die Rechenprogramme (Bild 7) [10] offensichtlich in der Lage sind, die Druckverläufe und Druckdifferenzen bei Rohrleitungsbrüchen in der Tendenz richtig und mit den genehmigungsüblichen Eingaben in kritischen, das heißt bruchnahen Bereichen äußerst konservativ wiederzugeben. In bruchfernen Bereichen mit niedrigen Druckdifferenzen traten allerdings gelegentlich geringfügige Unterschätzungen auf. Es lag nun nahe, die für bruchnahe Bereiche ungünstig gewählten Eingabeparameter (zum Beispiel Einschnürung an Überströmquerschnitten) etwas günstiger vorzugeben, um die unrealistisch hohe Belastung dieser Bereiche etwas besser auf alle Bereiche zu verteilen. Je weiter man so in die Details ging, um so deutlicher stieß man auf eine Vielzahl unverständlicher bzw. zu grob beschriebener physikalischer Zusammenhänge. Zunächst wurden mit den in den Rechenprogrammen enthaltenen Parametern Variationsrechnungen durchgeführt, um festzustellen, welche Parameter für welche Abweichungen verantwortlich waren. Bei ganz bestimmten Kombinationen gelang es sogar, die Meßkurven genau nachzurechnen. Damit war zunächst die Tendenz vorgezeichnet, in welcher Richtung die vorher in gewissen Grenzen willkürlich gewählten Parameter zu verwenden sind. Man mußte sich aber im klaren darüber sein,

daß die ermittelte Kombination exakt nur für dieses Modell und für diesen Versuch Gültigkeit besaß. Bereits bei anderen Versuchen im gleichen Modellstand mußten die Kombinationen geringfügig angepaßt werden. Die so gesammelten Erfahrungen von etwa 25 Versuchen konnten nicht darüber hinwegtäuschen, daß eine Übertragung der Ergebnisse auf Groß-

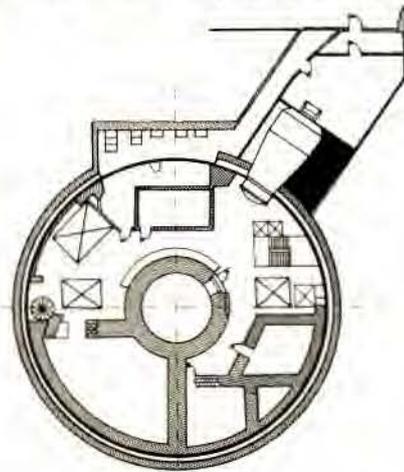


Bild 4: Horizontalschnitt durch den Sicherheitsbehälter des untersuchten Heißdampfreaktors (HDR)



Bild 5: Umwälzpumpenraum im HDR-Sicherheitsbehälter

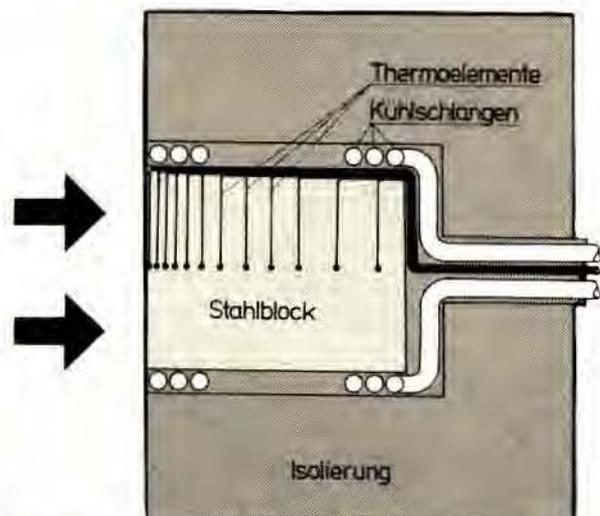
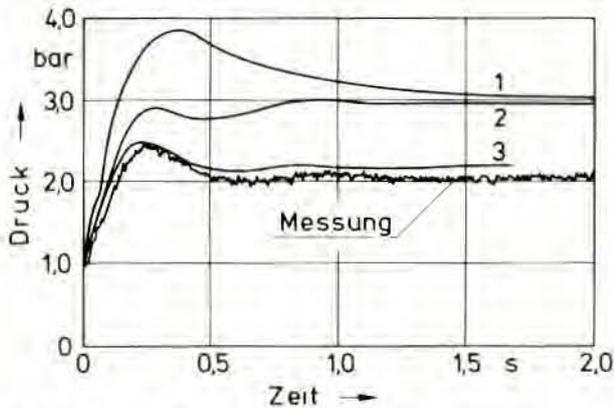


Bild 6: Wärmeübergangsblock

anlagen so lange nicht abgesichert ist, wie nicht einzelne, mehr oder weniger willkürlich vorgegebene Parameter durch physikalisch begründete Gesetzmäßigkeiten in den Rechenmodellen ersetzt werden. Ohne solche Gesetzmäßigkeiten werden konservative Annahmen die Auslegungsrechnungen bestimmen müssen. Die als wesentlich erkannten Parameter sollen hier nur kurz behandelt werden:



- 1: Rechnung wie im Genehmigungsverfahren
- 2: Rechnung mit druckabhängiger Durchflußzahl
- 3: Rechnung mit druckabhängiger Durchflußzahl, keinem Wassermi triß

Bild 7: Druckverlauf im Bruchraum R1; Versuch C3

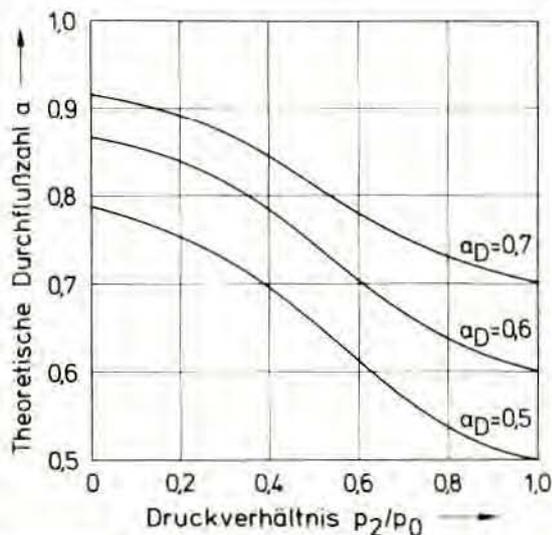


Bild 8: Durchflußzahl; nach Jobson [14]

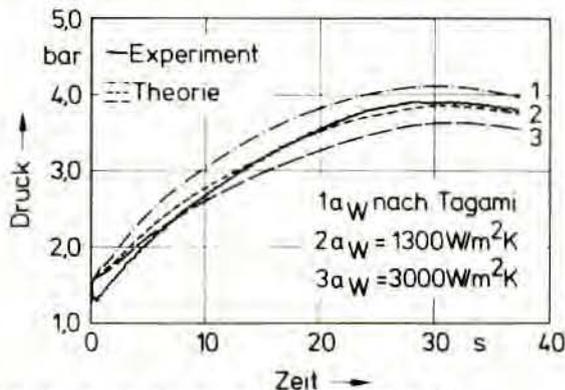


Bild 9: Druckverlauf im Bruchraum R6; Versuch C1

### Einschnürkoeffizient

Der Einschnürkoeffizient war in den im Genehmigungsverfahren eingesetzten Codes zur Berechnung der Druckdifferenzen konstant vorgegeben worden. Die Abhängigkeit dieses Koeffizienten vom Druckverhältnis war früher schon bekannt (Bild 8), jedoch aus Gründen allgemeiner Konservativität nicht angewendet worden. Wenn man diese Druckabhängigkeit der kompressiblen Strömung nach Perry, Schiller, Buckingham, Jobson und anderen [11, 12, 13, 14] benutzt, zeigt sich in jedem Fall eine erheblich bessere Annäherung der Rechenkurven an die Meßergebnisse (Bild 7), verglichen mit Rechenergebnissen bei konstantem Einschnürkoeffizienten.

Bei bestimmten Druckkombinationen in den Versuchen kann man diesen Effekt auch erzielen, indem der zeitlich konstant vorgegebene Koeffizient von zum Beispiel 0,6 auf 0,7 oder 0,75 angehoben und damit einem mittleren druckabhängigen Koeffizienten angenähert wird. Dieses grobe Verfahren gilt aber streng genommen nur für eine bestimmte Versuchskombination und kann bei den häufig vorkommenden niedrigen Druckdifferenzen im realen Sicherheitsbehälter zu Unterschätzungen führen. Daher sollte bei einer allgemein akzeptierbaren Änderung der Programme ein physikalisch begründetes und durch Versuche bestätigtes Modell übernommen werden. Von den verfügbaren Korrelationen erscheint die von Jobson bei einem Startwert von 0,6 als hinreichend abgesichert, um im Genehmigungsverfahren eingeführt werden zu können. Eine weitere Absicherung erwarten wir von dem französischen Versuchstand REBECCA, der in kleinem Maßstab eine Vielzahl typischer Überströmöffnungen in Containmentebauten stationär untersucht.

### Wassermi trißfaktor

Der Wassermi trißfaktor löste zunächst einiges Erstaunen aus, da das Wasser aus dem Bruchraum zwar in großen Mengen mitgerissen wurde, die Druckverläufe aber nur mit verschwindend geringem Wassermi trißfaktor rechnerisch nachempfunden werden konnten (Bild 7). Die Erklärung ist in der Art der Verwendung dieses groben Faktors innerhalb der Programme zu suchen. Zum einen wurde dieser Faktor zeitlich konstant vorgegeben, was bei den stark transienten Vorgängen im Kurzzeitbereich sicher den Sachverhalt nicht richtig traf. Zum anderen wurde das mit diesem Faktor der Gasströmung zuge-mischte Wasser in den Überströmgleichungen wie homogen gemischt behandelt. Die Erhöhung der Dichte führte zu stark verlangsamter Gemischgeschwindigkeit, das heißt letztlich zu hohen Druckdifferenzen. In der Realität wird aber an den Überströmöffnungen zwischen Gas- und Wasserphase wegen der kurzen Beschleunigungsstrecke ein erheblicher Schlupf auftreten, so daß das Gas mit nur geringfügig verminderter Geschwindigkeit gegenüber wasserfreier Strömung überströmt und die Wassertröpfchen sehr viel langsamer die Öffnung passieren. Selbst eine hohe Wasserbelastung würde mit einem solchen Schlupfmodell den Verlauf und die Höhe der Druckdifferenzen nur geringfügig beeinflussen. Um diesen physikalisch fraglichen Faktor auszuschalten, wurde eigens eine Versuchsreihe mit reiner Dampfausströmung während der Kurzzeitphase durchgeführt. Die Ergebnisse bestätigen die vorher geäußerte Vermutung. Nach Einbau von einfachen Schlupfmodellen in einige der Rechenprogramme konnte auch bei den Versuchen mit hoher Wasserbelastung eine wesentlich bessere Übereinstimmung festgestellt werden. Die bereits genannten Versuche am Heißdampfreaktor (HDR) werden hier weitere Klarheit über die physikalischen Zusammenhänge der Wasserseparation in den Räumen und des Wassermi trißes liefern. Im Genehmigungsverfahren sollten jedoch zunächst die konservativen Annahmen beibehalten werden.

### Wärmeübergangszahlen

Die Wärmeübergangszahlen wurden bisher pauschal für den ganzen Sicherheitsbehälter mit Einbauten einheitlich nach

empirisch ermittelten Korrelationen (Tagami/Uchida) angesetzt. Nachrechnungen zeigten, daß mit genehmigungsüblich angesetzten Wärmeübergangszahlen die Drücke in der Regel überschätzt werden (Bild 9). Die Auswertung mit Hilfe der relativ einfachen Betonmeßblöcke im Modellcontainment zeigte hinsichtlich der Wärmeübergangszahlen zwischen bruchnahen und bruchfernen Bereichen sehr starke Unterschiede. Während des Blowdown, das heißt bis zu etwa 40 s, wurden Wärmeübergangszahlen bis rund 2000 W/m<sup>2</sup>K in bruchnahen Bereichen ermittelt, während in bruchfernen Bereichen diese Werte nur etwa ein Zehntel so groß waren (Bild 10) [15]. Vergleichbare Tagami-Werte liegen bei etwa 1000 W/m<sup>2</sup>K für Stahl und 400 W/m<sup>2</sup>K für Betonoberflächen. Der Unterschied zwischen bruchnahen und bruchfernen Bereichen ist zurückzuführen auf die beiden für die Wärmeübergangszahlen wesentlichen Einflußgrößen Dampfgehalt und Geschwindigkeit, die beide in Bruchnähe hoch und in Bruchferne niedrig sind. Nachrechnungen im Kurzzeitbereich, das heißt bis etwa 2 s, in dem eine Auswertung der im Modellcontainment eingesetzten Wärmeübergangsböcke nur mit großen Fehlerbandbreiten möglich ist, erforderten in Bruchnähe sogar Wärmeübergangszahlen von rund 10000 W/m<sup>2</sup>K. Die kurzzeitigen Druckdifferenzen werden davon jedoch kaum beeinflusst. Erhebliche Unterschiede gab es auch zwischen Versuchen mit Sattwasser- bzw. mit Dampfausströmung. Bei Wasserversuchen wurden Wärmeübergangszahlen von etwa 2000 W/m<sup>2</sup>K gemessen, während diese Werte bei Dampfversuchen um 800 W/m<sup>2</sup>K lagen. Es ist offensichtlich, daß bei den Wärmeübergangszahlen das physikalische Verständnis der tatsächlich auftretenden Verhältnisse noch vertieft werden muß, um die zur Zeit in den meisten Rechenprogrammen verwendeten einfachen Korrelationen durch Modellgesetze zu ersetzen. Die meßtechnisch aufwendigen HDR-Meßblöcke, die mit Dampfgehalts- und möglichst auch mit Geschwindigkeitsmeßeinrichtungen kombiniert werden, sollen nun in Kürze dazu beitragen. Ebenso erwarten wir Aufschlüsse von dem französischen Versuchsstand ECOTRA, in dem in Form von Grundlagenuntersuchungen zum Wärmeübergang stationär eine Vielzahl möglicher Umgebungsbedingungen im Sicherheitsbehälter simuliert wird.

Im Laufe der Jahre wurde teils auf experimenteller, teils auf theoretischer Basis eine Reihe weiterer Stellen in den Rechenprogrammen erkannt, die die physikalischen Vorgänge nur ungenau erfassen. Sie sollen hier noch kurz gestreift werden.

Sämtliche Rechenprogramme gingen ursprünglich von der Modellannahme aus, daß innerhalb der einzelnen Räume Dampf, Luft und Wasser sich in Ruhe befinden. Strömungsvorgänge wurden in unterschiedlich aufwendiger Weise nur am Übergang von einem zum nächsten Raum beschrieben. Es zeigte sich aber, daß an engen, längs durchströmten Räumen oder in großen, zum Teil winkligen Räumen mit eng beieinander liegender Ein- und Ausströmöffnung eine weitere Unterteilung in Teilräume mit Berücksichtigung der Geschwindigkeiten in stark durchströmten Bereichen, Ruhezeiten in Sackgassenbereichen und Verwendung der instationären Bewegungsgleichung zwischen den Teilräumen zu sehr viel besserer Anpassung der Rechenergebnisse an die Messungen führte [16]. Damit durchgeführte Rechnungen für Rohrbrüche in Leitungsschächten haben zum Beispiel zu mehr als um den Faktor 2 niedrigeren Differenzdrücken gegenüber früheren Rechnungen geführt.

Die homogene Verteilung von Luft, Dampf und Wasser über den gesamten Raum wurde bisher dem Punktmodell entsprechend grundsätzlich vorausgesetzt. Die Temperaturmessungen zeigten aber eindeutig, daß sich offenbar Dampfzonen ausbilden, die durch die Räume wandern. Die Temperaturen steigen dadurch in entfernten Bereichen erst um etwa 0,5 s verzögert an. Der Druckverlauf wird davon jedoch nicht wesentlich beeinflusst, weshalb hier zur Zeit kein Schwerpunkt für weitere Untersuchungen gesehen wird (Bild 11).

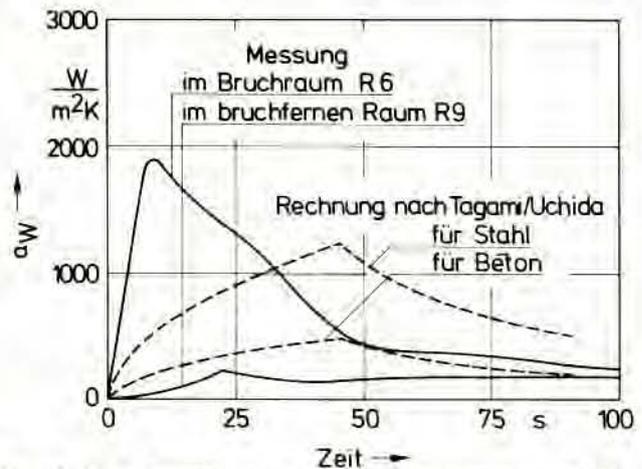


Bild 10: Wärmeübergangszahlen  $\alpha_W$  beim Containmentsversuch C2

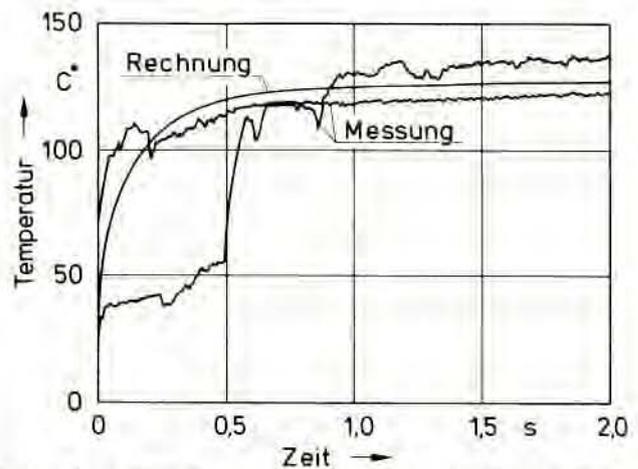


Bild 11: Gerechnete und gemessene zeitliche Temperaturverläufe im Bruchraum R6

Die Versuche zeigten regelmäßig während der ersten Druckanstiegsphase im Bruchraum Druckwelleneffekte, die zur Zeit nicht in den Rechenprogrammen modelliert sind. Da aber die Spitzen nicht über die maximale Druckdifferenz hinausreichen, wird auch diesem Effekt keine vorrangige Bedeutung beigemessen (Bild 12).

Das thermodynamische Ungleichgewicht zwischen Wasser- und Dampfphase, das bei homogenem Mischungsmodell auf etwas zu geringe Drücke während der Druckaufbauphase führt, ist für Kurzzeitberechnungen der maximalen Druckdifferenzen nahezu ohne Bedeutung. Daher gehen auch die Rechenmodelle, die vornehmlich für den Kurzzeitbereich eingesetzt werden, darauf nicht bzw. nur stark vereinfacht ein.

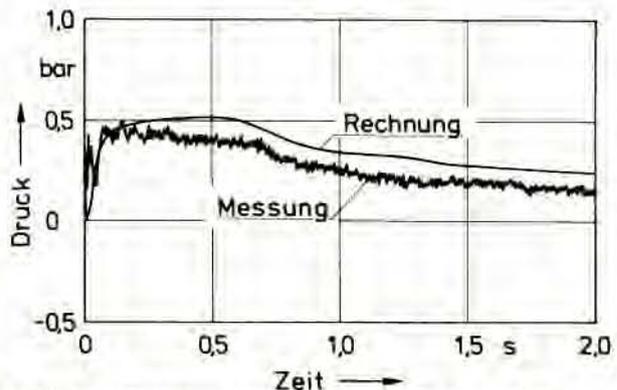


Bild 12: Druckspitzen in der Druckaufbauphase; Versuch C5

Bei Langzeitrechnungen über den maximalen absoluten Druck hinweg würde die Vernachlässigung des thermodynamischen Ungleichgewichts allerdings um 5 bis 10 % zu niedrigeren Drücken liefern. Die Rechenmodelle für Langzeitrechnungen berücksichtigen daher zunehmend detailliert das thermodynamische Ungleichgewicht.

### Folgerungen

Die vielfachen Ergebnisse aus Messungen und Rechnungen zeigten, daß in den Rechenprogrammen eine Vielzahl von physikalischen Vorgängen stark vereinfacht, wenn auch an den für die Aulegung relevanten Stellen stets konservativ dargestellt war. Die bessere modellmäßige Erfassung dieser Zusammenhänge ist nach wie vor das hohe Ziel der Programmierer. Da teilweise die Zusammenhänge erst in den Anfängen erkannt sind, benötigen wir weitere Erkenntnisse aus bereits geplanten und möglicherweise weiteren Versuchen, bei denen die Qualität der Instrumentierung entscheidend für die Aussagefähigkeit der Versuche für theoretische Modellverbesserungen bzw. Modellbestätigungen ist.

Es hat sich auch gezeigt, daß sich mit den vorhandenen Rechenparametern für bestimmte Versuche und Versuchsgruppen recht gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und Versuch einstellen läßt. Das nützt aber wenig im Rahmen der Begutachtung realer Anlagen, solange die richtige Parameterkombination für einen Versuch nur nachträglich gefunden werden kann. Ein entscheidender Schritt für die Übertragbarkeit auf Großanlagen ist erst gemacht, wenn es gelingt, neue Versuche richtig vorauszusagen. Daher werden neben den üblichen Vorausrechnungen interessierter Institutionen weltweit Benchmark- und sogenannte Standard-Problem-Aktivitäten definiert, zu denen die Teilnehmer alle versuchstechnischen Eingabedaten erhalten, die Versuchsergebnisse aber erst nach Angabe aller Rechnungen erfahren. Der erste erfolgreiche Standardversuch für die thermodynamischen Vorgänge im Sicherheitsbehälter war Versuch D 15 im Modellcontainment beim Battelle Institut, Frankfurt. Der Versuch zeigte trotz der vorangegangenen Benchmark-Rechnungen zum Versuch D 10 noch unbefriedigend differierende Ergebnisse. Das Ziel aller Bemühungen muß es sein, die teilweise frei gewählten Parameter zu ersetzen durch physikalische Modelle, die es gestatten, die thermodynamisch ablaufenden Vorgänge innerhalb geringer Fehlergrenzen für jede beliebige Anlage automatisch zu erfassen. Das heißt natürlich nicht, daß nicht bereits vorher eindeutig erkannte Sachverhalte im Genehmigungsverfahren Eingang finden können. So scheint es durchaus vertretbar zu sein, die Einschnürkoeffizienten auf Grund von früheren Grundlagenversuchen und nach Bestätigung durch die Modellversuche in Zukunft druckabhängig in den Rechenmodellen zu verwenden. Noch nicht klar angebbare Parameter wie Wassermiß und Wärmeübergangskoeffizienten sollten nach wie vor konservativ verwendet werden.

### Zusammenfassung

Die bisher durchgeführten Versuche bestätigen die hohe Konservativität, mit der Auslegungsrechnungen im Genehmigungs-

verfahren durchgeführt wurden, sie deckten aber auch erhebliche Wissenslücken auf. Wenn auch einige Parameter noch nicht genau bekannt sind bzw. thermodynamisch ablaufende Vorgänge noch nicht so modelliert werden konnten, daß die Rechenprogramme automatisch richtige Ergebnisse liefern, gelingt es dem verantwortungsbewußten Ingenieur mit Hilfe der von Fall zu Fall unterschiedlichen, jeweils konservativen Vorgabe der notwendigen Parameter, eine sichere Auslegung zu gewährleisten. Die Versuche im In- und Ausland dienen der besseren Erkennung der physikalischen Zusammenhänge und damit dem Abbau von Willkürlichkeiten bei der Auslegung und von Unsicherheiten bei der Beurteilung der realen Auslegungsreserven. Es bleibt zu hoffen, daß die bereits geplanten weiteren Versuche mit ihrer außerordentlich anspruchsvollen Instrumentierung einen deutlichen Schritt weiter an die Realität heranzuführen werden.

### Schrifttum

- [1] Seipel, H.G.: Dynamische Belastungen eines Containments bei einem schweren Reaktorunfall. 1. Fachgespräch des IRS, Oktober 1965, 8. Vortrag.
- [2] Karwat, H., und D. Brosche: The Development of Pressure Differentials Across Containments of Large Watercooled Power Reactors. Proceedings and Siting of Nuclear Power Plants, Wien, Conference Paper No. SM 89/12 April 1967.
- [3] Seipel, H.G., und D. Meinhard: Differenzdrücke zwischen den Räumen eines Sicherheitsbehälters nach einem Primärkreisbruch. Atomkernenergie 13-68 (1968), S. 401/7.
- [4] Koch, E.: DRAUF, ein Rechenprogramm zur Bestimmung des Druckaufbaus im Sicherheitsbehälter. AEG-Telefunken Nr. 3321, 573.16 E 32/09 69.
- [5] Aisch, D.E.: Analytical Model for the Prediction of Differential Pressure Transients in Reactor-Buildings During a Loss of Coolant Accident. Atomkernenergie 16-2 (1970), S. 6/10.
- [6] Simulated Design Basis Accident Tests of the Carolinas Virginia Tube Reactor Containment Preliminary Results. IN-1325, Oktober 1969.
- [7] Kanzleiter, T.: Experimental Investigation of Pressure and Temperature Loads on a Containment after a Loss of Coolant Accident. Nuclear Engineering and Design, Bd. 38 (1976), S. 159/67.
- [8] Müller Dietsche: Übersicht über den Stand und die weltweite Planung des HDR-Sicherheitsprogramms. KfK, Oktober 1976, Fortschreibung Oktober 1978.
- [9] Barschdorff, D., M. Neumann und S. Wiego: Auswertung von Infrarotabsorptionsmessungen bei Blowdownversuchen am Druckabbausystem des Reaktors Marviken. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK 2534, Oktober 1977.
- [10] Mansfeld, G.: Instationäre Druck-, Differenzdruck- und Temperaturverläufe in vielfach unterteilten Volldrucksicherheitsbehältern. MRR-149, Mai 1975.
- [11] Perry, G.S.A.: Critical Flow through Sharp-edged Orifices. Transactions of the ASME, October 1949, S. 757/64.
- [12] Schiller, W.: Überkritische Entspannung kompressibler Flüssigkeiten. In: Forschung auf dem Gebiet des Ingenieurwesens, Mai/Juni 1933, Bd. 4, Heft 3.
- [13] Buckingham, E.: Zur Berechnung der Kontraktionszahl. In: Forschung auf dem Gebiet des Ingenieurwesens, Januar/Februar 1933, Bd. 4, S. 25/6.
- [14] Jobson, D.A.: On the Flow of a Compressible Fluid through Orifices. Proceedings of the Institute of Mechanical Engineers, 1955, S. 767/76.
- [15] Böhm, B.: Experimentelle Bestimmung der instationären Wärmeübergangszahl in einem Containment während eines Kühlmittelverlustunfalls. BF-RS-50-62-4.
- [16] Mansfeld, G.: Zum instationären Druckablauf in Volldrucksicherheitsbehältern wassergekühlter Kernreaktoren nach einem Kühlmittelverlustunfall. TU München, Dissertation, Januar 1977.

## Diskussion

J.-J. Hanel, (TÜV Hannover):

Die Fragen betreffen den Bereich der Wärmeübergangszahlen. Von nicht unerheblicher Bedeutung für die Festigkeitsnachweise zum Reaktorsicherheitsbehälter sind neben den Druck- und Temperaturzeitverläufen in der Atmosphäre auch die Temperatur-Zeit-Verläufe in der Stahlschale selbst. Denn unterschiedliche Temperaturen und Temperaturgradienten füh-

ren zu zusätzlichen Spannungen in dem Reaktorsicherheitsbehälter.

Die Temperaturen in der Stahlschale werden durch die mehr oder weniger detaillierte Festsetzung der Wärmeübergangszahlen im Gesamtsystem bestimmt:

1. Welche Annahmen für die Wärmeübergangszahlen schlagen Sie vor, damit die Temperaturverteilungen in der Stahl-

schale einerseits ausreichend sicher und genau und andererseits nicht unnötig hoch berechnet werden?

2. Ist zum gegenwärtigen Zeitpunkt bereits eine örtliche Betrachtung der Temperaturverteilung in der Stahlschale möglich?

Beide Fragen bitte ich im Hinblick auf die Festigkeitsberechnungen für die Stahlschale zu beantworten.

D. Risse, (GRS):

Bei der Berechnung von Drücken und Temperaturen in der Sicherheitsbehälteratmosphäre, bei denen ein konservativ hoher Auslegungsdruck ermittelt werden soll, werden die Wärmeübergangszahlen zwischen Atmosphäre und Strukturen relativ niedrig angesetzt. Um jedoch hohe Temperaturen und Temperaturdifferenzen innerhalb der Stahlschale zu erhalten, müssen hohe Wärmeübergangszahlen verwendet werden. Wir benutzen in solchen Fällen, um hier einige Zahlen zu nennen, Werte von etwa  $10000 \text{ W/m}^2\text{K}$ . Je nach den örtlichen Gegebenheiten könnte man auch auf Werte von  $3000$  bis  $5000 \text{ W/m}^2\text{K}$  heruntergehen.

Zum zweiten Teil Ihrer Frage nach örtlichen Temperaturverteilungen möchte ich sagen, daß zur Zeit die Temperaturverteilung in den Strukturen, also auch in der Stahlschale, eindimensional senkrecht zur Wandfläche in ungestörten Bereichen exakt berechnet wird. Die Temperaturdifferenzen in einer Stahlschale von  $30 \text{ mm}$  Dicke betragen zwischen innen und außen über  $50 \text{ K}$  beim GaU. Es ist in Zukunft vorgesehen, in Sonderfällen auch gestörte Bereiche zu erfassen, zum Beispiel bei Dickensprüngen oder im Bereich der Betoneinspannung. Dazu ist dann die Verwendung zweidimensionaler Temperaturfeldprogramme sinnvoll.

H. Schwan, (GKSS, Geesthacht):

Kann am Beispiel des Bildes 7 dargestellt werden, wo die Rechnungen für Schlupfmodelle der Überströmvorgänge liegen: oberhalb oder unterhalb der Ergebnisse für Rechnung ohne Wassermißfaktor?

D. Risse, (GRS):

Das Bild 7 meines Vortrages ist ein Extrembeispiel für den Einfluß einzelner Faktoren und ist deshalb gut zur Demonstration geeignet. Es zeigt außerdem, wie mit nur zwei Parametern bereits richtig angepaßte Ergebnisse erzeugt werden können, obwohl tatsächlich weitere Parameter, wie zum Beispiel Kondensation, von druckerniedrigendem Einfluß sind. Hier hat es genügt, das zunächst viel zu hohe Rechenergebnis durch Verwendung einer physikalisch richtigen, druckabhängigen Einschnürzahl und eines extrem niedrigen, physikalisch sicherlich nicht richtigen Wassermißfaktors gut an die Meßkurve anzugleichen. Dieser leichte Erfolg zeigt die Gefahr auf, die in der Verwendung physikalisch nicht verstandener Parameter liegt: Mit der gleichen Parameterkombination und mit Berücksichtigung der Kondensation würde die Rechnung deutlich unter diese Meßkurve geraten.

Würde man in dieser Rechnung statt des Wassermißfaktors von Null eine Schlupfbeziehung verwenden, würde das Rechenergebnis leicht oberhalb der Meßkurve verlaufen.

H. Schwan, (GKSS, Geesthacht):

Zum Containment-Standard-Problem (nicht vorgetragen): Beziehen sich die Aussagen über unbefriedigende Übereinstimmung auf GRS-Rechnungen im Vergleich zum Experiment? Oder besteht ein Informationsvorsprung bei der GRS, da CASP-Problematik derzeit noch nicht abgeschlossen ist?

D. Risse, (GRS):

Diese Aussagen beziehen sich im wesentlichen auf Rechnungen der GRS.

H. Schier, (BMI, Bonn):

Kann man aus den von Ihnen vorgestellten Untersuchungen bereits jetzt den Schluß ziehen, daß die Auslegung der Containments der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke in jedem Fall konservativ ist?

D. Risse, (GRS):

Ich möchte noch einmal betonen, daß die Rechnungen mit den bisher in den Genehmigungsverfahren üblichen Annahmen und ungünstigen Parameterkombinationen auf jeden Fall konservative Ergebnisse liefern.

H. Schier, (BMI, Bonn):

Ist es das Ziel dieser umfangreichen Untersuchungen, neben der Verbesserung des Verständnisses der physikalischen Vorgänge, unnötige Konservativitäten abzubauen?

D. Risse, (GRS):

Das Ziel unserer Untersuchungen ist es, die Physik innerhalb der Rechenprogramme so exakt wie möglich nachzubilden, um Einzeleinflüsse erkennen und auf Großanlagen übertragen zu können und damit wegzukommen von Willkürlichkeiten bei der Parameterkombination, die zu undifferenzierten Sammel Aussagen führen. Dabei könnten dann unnötige Konservativitäten abgebaut werden.

H. Seipel, (BMFT, Bonn):

Nachdem im Vortrag von Herrn Risse festgestellt wurde, daß mit den verfügbaren Rechenmodellen einerseits die maximalen Druckdifferenzen konservativ berechnet, andererseits aber die maßgebenden physikalischen Vorgänge nur unbefriedigend beschrieben werden, stelle ich die Frage zur Diskussion:

Welche relative Genauigkeit erscheint für die Berechnung der maximalen Druckdifferenz überhaupt erreichbar und welche im Verhältnis dazu mit welcher Begründung erstrebenswert?

Welche absoluten Größen sind bei Druckdifferenzen in nachgeordneten Räumen noch von praktischer Bedeutung unter Berücksichtigung der auf jeden Fall vorhandenen Tragfähigkeit von Wänden und Einbauten?

D. Risse, (GRS):

Ich kann vielleicht hier den Anfang zu der von Herrn Seipel angeregten Diskussion machen: Natürlich sind wir als Programmierer bemüht, mit den theoretischen Modellen immer weiter in die Details zu gehen, um die physikalischen Zusammenhänge immer besser zu erfassen, je genauer, desto besser. Aus der Sicht der Genehmigungsverfahren sollten meines Erachtens Genauigkeiten von  $5$  bis  $10 \%$  beziehungsweise bei sehr kleinen Werten solche von  $50$  bis  $100 \text{ mbar}$  erreicht werden. Diese Genauigkeiten konnten aber bisher anhand der Versuche wegen ungenügender Modelle nur nach längerem Trainieren erreicht werden. Erst wenn auf theoretischer Basis die Modelle selber für die unterschiedlichsten Anordnungen diese Genauigkeit garantieren, ist unser Ziel erreicht. Mit der Gewißheit eines solchen modellmäßigen Vertrauensgrades kann man dann im realen Genehmigungsverfahren unterhalb der Grenzen, die durch die jeweilige Bauausführung bestimmt werden, auf weitere Rechnungen verzichten bzw. mit Vereinfachungen, Pauschalwerten und ähnlichem arbeiten.

H. Karwat, (TU München):

Vielleicht kann ich von mir aus noch einen ganz kleinen Hinweis geben. Ich möchte zwar der Diskussion vom Publikum nicht vorgreifen, aber ich glaube, wir müssen mit derartigen Aktivitäten, die experimenteller und analytischer Natur sind,

zeigen, daß wir eine Genauigkeit in der Prognose dieser Vorgänge erreichen können, die der täglichen Praxis in der Auslegung und in Genehmigungsverfahren entsprechen. Zur Feststellung, wie genau so eine Prognose ist, dient unter anderem die Abwicklung von sogenannten Standardproblemen, bei denen eine größere Zahl von Teilnehmern erfaßt wird, die möglicherweise dasselbe, möglicherweise aber auch verschiedene Rechenprogramme benutzen. In dieser Standardproblematik wird nun nicht nur das Rechenprogramm selbst, sondern auch der Benutzer des Rechenprogramms erfaßt. Beide zu-

sammen beeinflussen ja schließlich das berechnete Ergebnis. Wir können alternativ natürlich sagen, wir wollen in derartigen Auslegungsrechnungen oder in Genehmigungsrechnungen auf jeden Fall sogenannte „konservative“ Ergebnisse bekommen. Das kann dadurch gewährleistet werden, daß wir die in die Rechnung eingehenden Parameter fixieren und vorschreiben. Aber ich glaube, diese beiden Alternativen müssen wohl Gegenstand ausgedehnter Diskussionen sein, die wir ja, was den reinen Forschungsbereich betrifft, unter anderem auch im hierfür eingesetzten Sachverständigenkreis führen wollen.

## Leckratenprüfung bei Sicherheitsbehältern

Von M. Engel<sup>1)</sup>

### Kurzfassung

Nach dem Entwurf der KTA-Regel 3405 wird die Umrechnung der Leckraten von 0,5 bar auf Auslegungsdruck künftig mit einer stärkeren Druckabhängigkeit als bisher durchgeführt. Das Leckabsaugesystem erfaßt weniger als 50 % der integralen Leckrate. Die Probleme der Intervalle und des Zeitpunktes wiederkehrender Prüfungen sollen in der KTA-Regel 3401, Teil 4, behandelt werden.

### Abstract

According to the draft version of KTA 3405, extrapolation of leak rates from 0,5 bar to design pressure will be done on the basis of a stronger pressure dependency than before. The leak-off suction system removes less than 50 % of the total leakage. Problems concerning intervals and date of recurring leak rate testing will be dealt with in KTA 3401, Part. 4.

### Grundlagen

Der Rahmen der Leckratenprüfungen wird durch die RSK-Leitlinie für Druckwasserreaktoren und den Entwurf der KTA-Regel 3405 „Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode“ gegeben [1]. Der Regelentwurf 3405 ist im Gründruck erschienen. Er soll einheitliche Voraussetzungen zur Beurteilung von Leckratenresultaten schaffen.

An dieser Stelle sollen einige Probleme behandelt werden, die im regelerstellenden Gremium des NKE, beim KTA und bei der RSK zu lebhaften Diskussionen geführt haben.

Es ist Aufgabe der integralen Leckratenprüfung, die Dichtheit des Sicherheitsbehälters quantitativ zu ermitteln. Unter Sicher-

heitsbehälter (SB) ist hier die Stahlhülle einschließlich aller Durchdringungen und Abschlüsse zu verstehen. Die RSK-Leitlinie und der KTA-Regelentwurf fordern gleichlautend, daß sowohl für die erste als auch für alle nachfolgenden Prüfungen grundsätzlich alle Durchdringungen des Sicherheitsbehälters bis zum ersten inneren oder äußeren Festpunkt sowie ihre ersten inneren oder äußeren Absperrrichtungen vorhanden sein müssen. Bei der ersten Prüfung dürfen ausnahmsweise Blindverschlüsse nur bei solchen Systemen verwendet werden, die im späteren Betrieb nicht mit der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters direkt in Verbindung stehen. Die integrale Leckrate des Sicherheitsbehälters wird von einer Vielzahl von Teilleckraten gebildet. Elastische Dichtungen zum Beispiel sind so konstruiert, daß sie durch Innendruck im Sicherheitsbehälter angepreßt werden. Mit steigendem Druck wird die Leckfläche kleiner und damit die Leckrate geringer. Ein undichtes Ventil oder ein schadhafter Kondensator kann sich anders verhalten. Wird mit steigendem Druck die Leckfläche größer, erhöht sich die Leckrate. Außerdem treten bei Dichtungen elastische Nachwirkungen und bleibende Verformungen auf. Man geht davon aus, daß ein Sicherheitsbehälter sich erst nach der Druckprobe in einem für die Dichtheit reproduzierbaren Zustand befinden kann. Da sich die Leckfläche mit dem Druck verändert, ist es physikalisch nicht sinnvoll, die Druckabhängigkeit mit Hilfe eines theoretischen Modells zu beschreiben. Die wirkliche Druckabhängigkeit läßt sich nur auf Grund von Messungen ermitteln. Auf die Voraussetzungen soll noch eingegangen werden.

Die Leckrate ist als relativer Massenverlust definiert. Die Größenvorstellungen können folgende Werte vermitteln: Einer zulässigen Leckrate von 0,25 %/d, gemessen bei 4,8 bar Auslegungsdruck, entspricht eine Leckmenge von 51 kg/h bei 71000 m<sup>3</sup> freiem Volumen. Diese Menge entweicht unter Annahme reibungsfreier Strömung aus einem Leck von 10 mm<sup>2</sup>. Eine gleichbleibende Leckrate für hohen und niederen Druck bedeutet eine dem Absolutdruck proportionale Leckmenge. Eine Leckrate von ebenfalls 0,25 %/d, gemessen bei 0,5 bar Überdruck, entspricht also einer Leckmenge von rund 13 kg/h.

### Umrechnung der Leckraten

Da wiederkehrende Prüfungen bei niederm Prüfdruck durchgeführt werden, ist eine Extrapolation gemessener Leckraten auf Auslegungsdruck notwendig. Je größer der Abstand zwischen Prüfdruck und Auslegungsdruck, desto unsicherer wird die Extrapolation. Die Auswertung einer großen Anzahl von Erstprüfungen hat ergeben, daß die Druckabhängigkeit der Leckraten durch eine Wurzelfunktion:

$$L_{0,5}/L_A = (p_{0,5}/p_A)^{1/2}$$

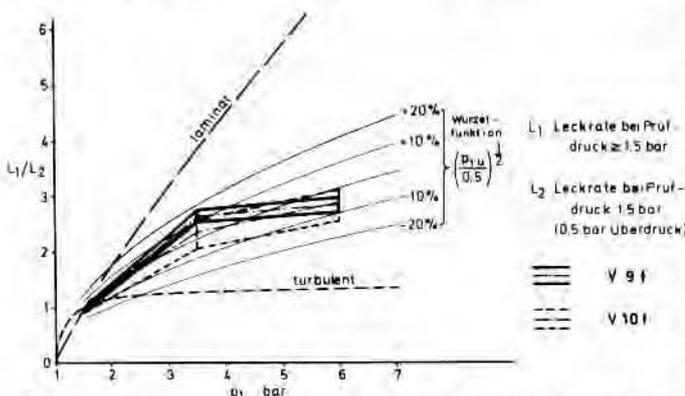


Bild 1: Leckraten-Druckabhängigkeit beim Sicherheitsbehälter des Heißdampfreaktors

dargestellt werden kann. Es bedeuten:

- $L_{0,5}$  Leckrate bei  $p_{0,5}$
- $L_A$  Leckrate bei  $p_A$
- $p_{0,5}$  Prüfüberdruck 0,5 bar
- $p_A$  Auslegungsüberdruck in bar

Beim HDR-Sicherheitsbehälter haben im Rahmen des Sicherheitsprogrammes [2] im Jahre 1976 gemessene Leckraten gut mit der Wurzelfunktion übereingestimmt (siehe Bild 1). Umrechnungen auf Grund der Modelle turbulenter oder laminarer Strömung in den Leckstellen sind unrealistisch, da sie konstante Leckgeometrie im gesamten Druckbereich voraussetzen.

Eine Umrechnung entsprechend der Wurzelfunktion als Mindestdruckabhängigkeit ist in den Entwurf der KTA-Regel 3405 aufgenommen. Aus Gründen der Konservativität wird bei schwächerer Druckabhängigkeit mit der Wurzelfunktion, bei stärkerer Druckabhängigkeit mit den Meßwerten umgerechnet.

Die Umrechnung der Leckraten vom Prüfüberdruck 0,5 bar auf den Auslegungsdruck 4,8 bar für den DWR-SB, Typ Biblis, soll anhand von vier Beispielen erläutert werden (siehe Bild 2). Damit die Diagramme anschaulicher sind, wurden die Meßwerte sowie die zulässigen oberen und unteren Vertrauensgrenzen durch Kurven verbunden. Die Beispiele sind so gewählt, daß beim Auslegungsdruck die zulässige Leckrate  $L_A = 0,25$  %/d gerade erreicht wird.

Im Beispiel 1 entsprechen die Leckratenwerte der Wurzelfunktion. Die Umrechnung erfolgt für diesen Fall mit der gestrichelten Kurve. Für 0,5 bar Überdruck muß eine Leckrate  $L_{0,5} \leq 0,0807$  %/d spezifiziert werden. Das Beispiel 2 zeigt konstante Leckraten. Das Meßergebnis wird als nicht konservativ verworfen, die Umrechnung muß wie im Beispiel 1 mit der Wurzelfunktion durchgeführt werden. Ähnliche Überlegungen gelten für eine schwache Druckabhängigkeit entsprechend dem Beispiel 4. Wird hingegen eine Druckabhän-

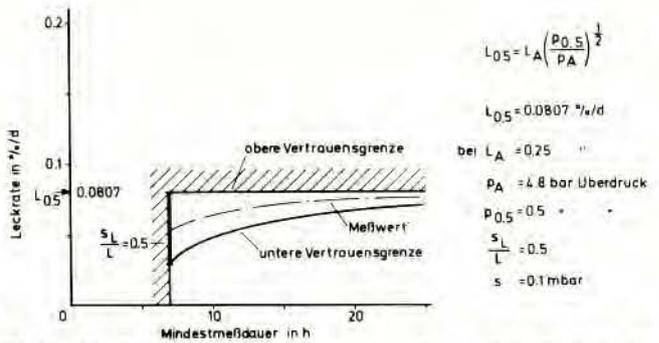


Bild 3: Mindestmeßdauer bei der wiederkehrenden Prüfung am Sicherheitsbehälter eines Druckwasserreaktors

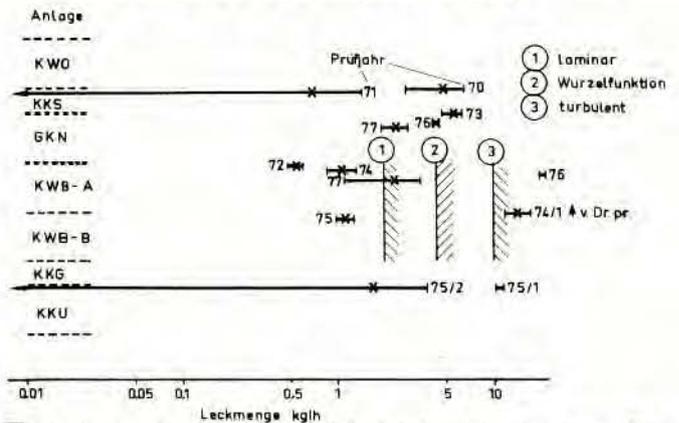


Bild 4: Leckmengen des DWR-Sicherheitsbehälters bei einer Prüfung mit 0,5 bar Überdruck

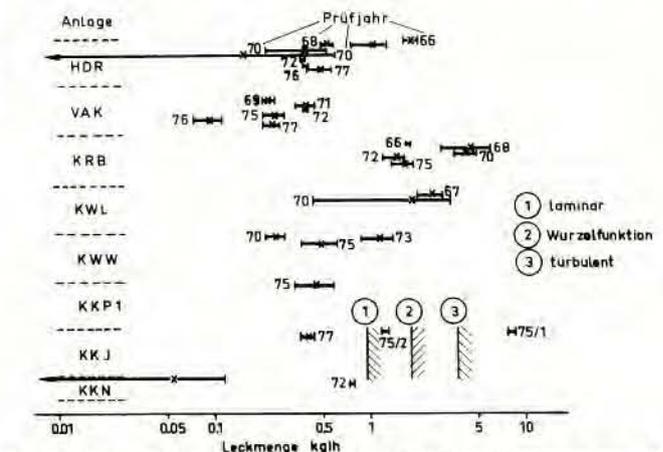


Bild 5: Leckmengen des Siedewasserreaktor-Sicherheitsbehälters bei einer Prüfung mit 0,5 bar Überdruck

gigkeit festgestellt, die stärker als die Wurzelfunktion ist, muß mit den Meßwerten umgerechnet werden. Dieser Fall ist im Beispiel 3 dargestellt.

Für die wiederkehrenden Prüfungen am DWR-SB ist dann eine Leckrate  $L_{0,5} \leq 0,0807$  %/d nachzuweisen. Wie aus Bild 3 hervorgeht, ist die Mindestmeßdauer vom Abstand zwischen gemessener und zulässiger Leckrate abhängig. Eine Leckrate knapp unterhalb des zulässigen Wertes erfordert geringe Ergebnisfehler und damit lange Meßdauer zum Nachweis ausreichender Dichtheit.

Die Erfahrungen einer Vielzahl von wiederkehrenden Prüfungen bei 0,5 bar Überdruck haben gezeigt, daß die Leckraten über einen größeren Zeitraum annähernd konstant waren und überwiegend unterhalb des jetzt zulässigen Wertes lagen (siehe Bilder 4 und 5). Damit ein Dichtheitsvergleich von Anlagen verschiedener Typen und Größen möglich wurde, ist die Leckmenge in kg/h angegeben.

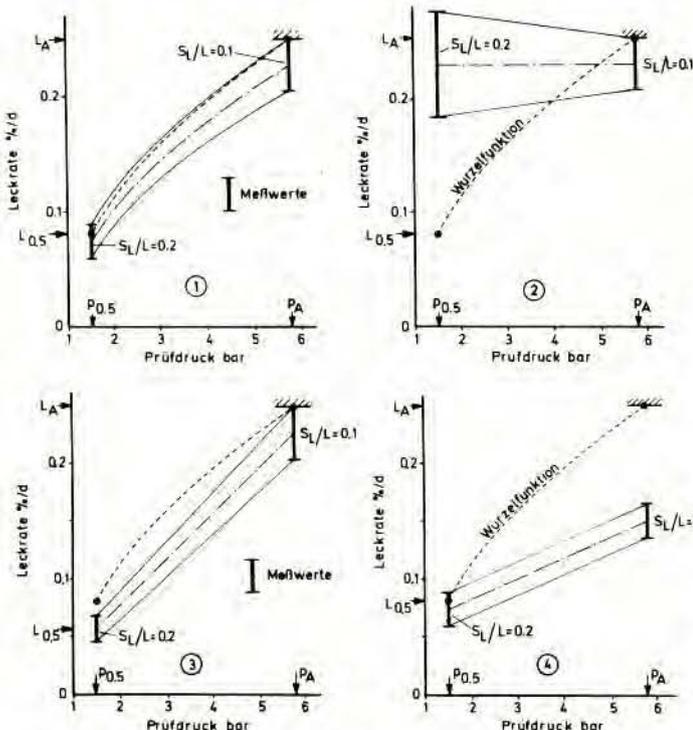


Bild 2: Beispiele für die Umrechnung der Leckraten

$$\frac{L_{0,5}}{L_A} = \left( \frac{p_{0,5}}{p_A} \right)^{1/2} = 0,3227 \text{ (Wurzelfunktion)}$$

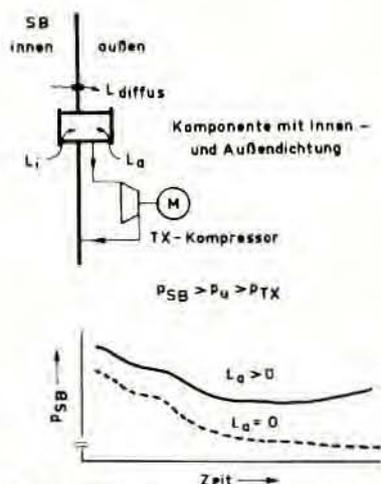


Bild 6: Rückpumpen von Leckagen beim Störfall

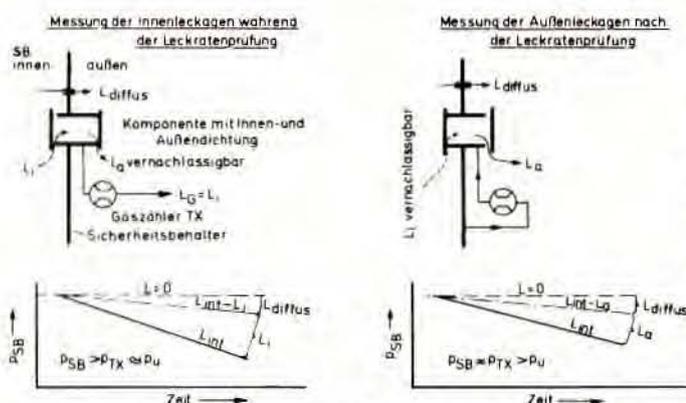


Bild 7: Messung der Innen- und Außenleckagen mit dem Leckabsaugesystem (TX-System)

### Dichtheit einzelner Komponenten

Mögliche Leckstellen der Sicherheitsbehälter sind der Dichtkasten, Rohrleitungskompensatoren, bewegliche Dichtungen an Schleusentoren, Lüftungsklappen, Schiebern und Ventilen und die Kabeldurchführungen. Diese Komponenten sind einzeln oder mit Hilfe des Leckabsaugesystems auf Dichtheit prüfbar. Die folgenden Bilder zeigen die unterschiedlichen Schaltungen des Leckabsaugesystems beim Störfall (Bild 6) und bei der Leckratenprüfung (Bild 7).

Im Störfallbetrieb werden sowohl die Leckagen der inneren als auch der äußeren Dichtungen (Innen- und Außenlecka-

gen) in den Sicherheitsbehälter zurückgepumpt. Während der Leckratenprüfung sind die Kompressoren des Leckabsaugesystems außer Betrieb. Innenleckagen sind über den Gaszähler meßbar. Nach Abschluß der Leckratenprüfung wird Druckausgleich zwischen Sicherheitsbehälter und Leckabsaugesystem hergestellt. Die über den Gaszähler aus dem Sicherheitsbehälter in das Leckabsaugesystem nachströmende Gasmenge entspricht den Außenleckagen.

Eine Reihe von Komponenten des Sicherheitsbehälters, wie die Kabeldurchführungen und die Kompensatoren der Frischdampf- und Speisewasserleitungen, ist bei den DWR-Anlagen ab Biblis-B nicht mehr an das Leckabsaugesystem angeschlossen. Diese Komponenten können einzeln mittels Unter- oder Überdruck auf Dichtheit geprüft werden. In Tafel 1 sind die einzeln auf Dichtheit prüfbaren Komponenten des DWR-Sicherheitsbehälters zusammengestellt. Wiederkehrende Prüfungen haben gezeigt, daß vom Leckabsaugesystem weniger als 50 % der integralen Leckrate des Sicherheitsbehälters erfaßt werden. Einzeldichtheitsprüfungen können also die integrale Leckratenprüfung nicht ersetzen.

### Luftspeicherung

Für die Leckratenprüfung wird der Sicherheitsbehälter mit Druckluft gefüllt. Die integrale Leckrate ist dem relativen Druckabfall proportional. Durch Beladungs- bzw. Entladungsvorgänge des Betonporenvolumens nach Drucksteigerung bzw. Absenkung kommt es zu einer Erhöhung bzw. Erniedrigung der gemessenen Leckratenwerte. Bei wiederkehrenden Prüfungen werden auf Grund dieser Effekte Leckraten grundsätzlich zu groß gemessen. Im Rahmen des HDR-Sicherheitsprogrammes wurden hierzu umfangreiche Untersuchungen durchgeführt. Es hat sich gezeigt, daß erst nach einer entsprechenden Beruhigungszeit diese Effekte vernachlässigt werden können. Die Beruhigungszeit wird um so länger, je größer das Verhältnis von Betonvolumen zu freiem Volumen des Sicherheitsbehälters ist. Der Druckverlauf ist mit einem um den Faktor 20 zu großen Verhältnis von Betonporenvolumen zu freiem Volumen dargestellt, um das Einschwingen deutlich zu machen. Der Druck im Betonporenvolumen gleicht sich nur verzögert dem Druck im Sicherheitsbehälter an (siehe Bild 8). Wenn man den Prüfdruck für eine gewisse Zeitspanne überfährt und dann erst auf den Nennwert absenkt, läßt sich die erforderliche Beruhigungszeit wesentlich reduzieren (siehe Bild 9). Kennt man diese Zusammenhänge, kann man auch die Ergebnisse von Erstprüfungen richtig deuten. Bei der Erstprüfung soll die anlagenspezifische Leckraten-Druckabhängigkeit ermittelt werden. Erstprüfungen wurden früher unmittelbar nach der Druckprobe in fallender Druckstufenfolge vorgenommen, das heißt erst bei hohem, dann bei niederem Druck. Die wesentlichen Abschlußarmaturen von Rohrdurchführungen waren durch Blinddeckel ersetzt.

Tafel 1: Einzeln auf Dichtheit prüfbare Komponenten DWR – SB

an das TX-System		
angeschlossen	nicht angeschlossen	
1. Schleusen Personenschleuse Notschleuse Materialschleuse 2. Lüftungsklappen <sup>3)</sup> 3. Dichtkasten	4. Kabeldurchführungen <sup>1)</sup> 5. Kompensatoren für Frischdampf- und Speisewasserleitungen <sup>2)</sup> <b>Gründe für Nichtanschluß</b> zu 4. kompliziertes Rohrsystem; Dichtheitsrisiko beim Störfall, Ortung der Leckstellen schwierig zu 5. kleine Leckagen nicht nachweisbar (großes Volumen des Prüflings; mangelnde Auflösung der TX-Gasuhr) große Leckagen nicht meßbar (geringer Querschnitt TX-Rohrsystem → Druckaufbau im TX-System)	{ einschließlich Druckausgleichventile, Wellendurchführungen } zusätzlich vier Kompensatoren

1) Vakuumprüfung  
 2) Überdruck-Standprüfung  
 3) zusätzlich mit Einzelprüfanschluß

In vielen Fällen waren die Leckraten so klein, daß sie durch Ausgasung von Luft aus dem Betonporenvolumen bis hin zu negativen Werten überkompensiert wurden. Diese Ergebnisse waren für die Umrechnung der Leckraten von niederem Prüfdruck auf Auslegungsdruck unbrauchbar.

### Zeitpunkt der Erstprüfung

Bei der Diskussion des Zeitpunktes der Erstprüfung wurde von den Herstellern darauf verwiesen, wesentliche Teile der Instrumentierung sowie Relais und Motoren könnten durch Feuchte und Druck beschädigt werden. Beim Füllen des Sicherheitsbehälters mit atmosphärischer Luft kann der Taupunkt erreicht werden, da die relative Feuchte proportional mit dem Druck steigt.

Durch besondere Maßnahmen, wie Entfeuchtung der Umluft des Sicherheitsbehälters im Umluftkühler, Abdeckung des BE-Beckens und Entfeuchtung der Füllluft durch hohen Kompressorndruck sowie starke Nachkühlung kann eine Taupunktunterschreitung im Sicherheitsbehälter verhindert werden.

Im übrigen ist es auch möglich, die Füllluft mit Hilfe von Regenerativ-Adsorptionstrocknern weitgehend zu entfeuchten. Diese Maßnahmen sind nur bei der Erstprüfung bei Auslegungsdruck erforderlich.

Das Risiko der Beschädigung durch Druck kann verringert werden, wenn empfindliche Teile zur Prüfung noch nicht vorhanden oder vorübergehend ausgebaut werden.

### Intervalle und Zeitpunkt der wiederkehrenden Prüfungen

Der aufmerksame Leser des KTA-Regelentwurfs 3045 wird Festlegungen über die Prüfintervalle und den Prüfzeitpunkt vermissen. Diese Punkte sollen nach den Vorstellungen des KTA in der Regel 2401, Teil 4 „Sicherheitsbehälter, betriebliche Überwachung“, behandelt werden. Nach Inbetriebnahme der Anlage kommt eine Prüfung mit Auslegungsdruck nicht mehr in Betracht, da hierfür der Kern fremdgelagert werden müßte. Der aktuelle Leckratenwert der wiederkehrenden Prüfung bei 0,5 bar wird mit der im Rahmen der Erstprüfung gefundenen Leckratendruckabhängigkeit auf den Auslegungsdruck extrapoliert. Man wird davon ausgehen können, daß die Druckabhängigkeit erhalten bleibt, solange sich die Leckrate bei 0,5 bar nur geringfügig ändert. Durch regelmäßiges Überprüfen und Auswechseln von elastischen Dichtungen kann einer verschleißbedingten Verschlechterung der Dichtigkeit begegnet werden. Neben dieser schleichenden Dichtungsänderung sind kurzfristige oder längerdauernde Überschreitungen der zulässigen Leckrate denkbar. Eine offene Wirkdruckleitung zum Beispiel kann zu unzulässig hohen Leckraten führen. Unzulässige Leckraten können nur bei Dauerüber-

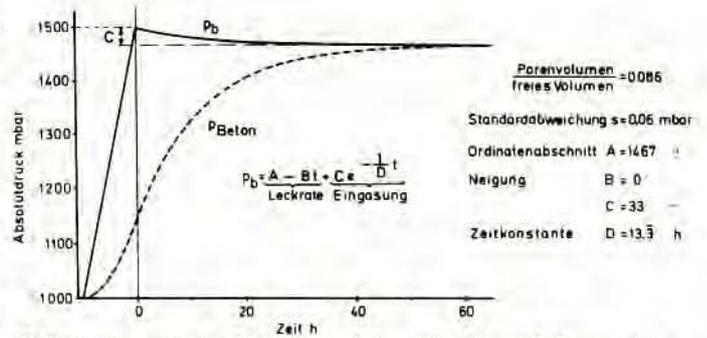


Bild 8: Theoretischer Druckverlauf im Sicherheitsbehälter und im Betonporenvolumen

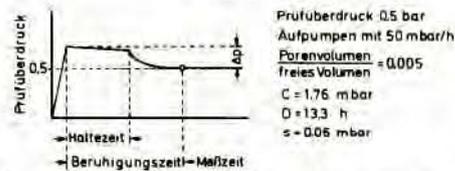
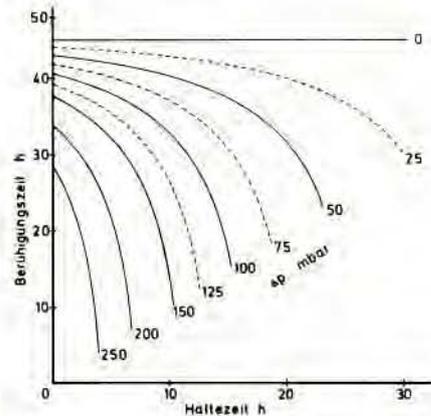


Bild 9: Beruhigungszeit in Abhängigkeit von der Haltezeit bei überhöhtem Druck

wachung sicher erkannt werden. Eine Methode, die sich zur Dauerüberwachung der integralen Leckrate eignet, ist noch nicht bekannt. Die Sicherheit der Aussage über die Dichtheit steigt, je kürzer die Intervalle zwischen integralen Prüfungen sind. In den USA [3] sind drei Prüfungen innerhalb von zehn Jahren durchzuführen. In Deutschland werden unterschiedliche Intervalle gefordert. Für eine Reihe von Anlagen, wie: KRB, KWB-A, KWB-B, GKN, KKI, gelten gleitende Intervalle. Die erste wiederkehrende Prüfung muß ein Jahr nach Inbetriebnahme, die zweite wiederkehrende Prüfung drei Jahre

Tafel 2: Zeitpunkt der wiederkehrenden Prüfung

Prüfergebnis	integrale Leckratenprüfung	
	zu Beginn des Stillstandes (Ende Betriebsperiode i)	am Ende des Stillstandes (Beginn Betriebsperiode k)
erfolgreich $(L \pm s_L) \text{ Messung} \leq L_{\text{zulässig}}$	Sicherheitsbehälter am Ende Betriebsperiode i ausreichend dicht (Istzustand) keine Aussage über Erfolg der Wartungsarbeiten (Nachweis über Einzeldichtprüfung TX?) Sicherheitsbehälter während Betriebsperiode k ausreichend dicht?	keine Aussage über Istzustand Erfolg der Wartungsarbeiten nachgewiesen Sicherheitsbehälter zu Beginn Betriebsperiode k ausreichend dicht (Bestzustand)
erfolglos $(L \pm s_L) \text{ Messung} > L_{\text{zulässig}}$	Sicherheitsbehälter am Ende Betriebsperiode i nicht ausreichend dicht Nachweis des Reparaturerefolges <sup>1)</sup> , sonst Unsicherheit über Dichtheit in Betriebsperiode k	Sicherheitsbehälter am Ende Betriebsperiode i nicht ausreichend dicht und/oder Wartungsarbeiten erfolglos. Reparatur, Erfolgsnachweis <sup>1)</sup> Verlängerung des Stillstandes

<sup>1)</sup> durch Einzeldichtprüfung/Grobleckratenbestimmung/weitere Leckratenprüfung

nach Inbetriebnahme und alle weiteren Prüfungen im Drei-Jahres-Abstand durchgeführt werden. Intervalle von vier Jahren, wie sie vom Arbeitsgremium für KTA-Regel 3401, Teil 4, vorgeschlagen wurde, dürften zu groß sein, solange keine Erfahrungen über die Langzeitdichtheit vorliegen.

In diesem Zusammenhang ist die Frage zu stellen, ob es günstiger ist, die Prüfung zu Beginn oder am Ende des Stillstandes durchzuführen. In Tafel 2 werden die Folgerungen gegenübergestellt, die sich bei einer Prüfung zu Beginn oder am Ende des Stillstandes ergeben. Unter Abwägung der Vor- und Nachteile hat sich die RSK für die Prüfung am Ende des Stillstandes entschieden. Durch eine Prüfung zu diesem Zeitpunkt geht der Sicherheitsbehälter mit bekannter Dichtheit in die nächste Betriebsperiode. Erfahrungswerte über die Veränderung der Dichtheit während des Betriebes lassen sich aber nur bei Prüfung zu Beginn des Stillstandes gewinnen. Deshalb haben sich die Gutachter dafür ausgesprochen, jede dritte Prüfung unmittelbar nach einer längeren Betriebsperiode vor den Wartungsarbeiten durchzuführen.

### Zusammenfassung

Gewisse Probleme wie die Höhe des Prüfdruckes bei wiederkehrenden Prüfungen, Umrechnung der Leckraten, der Zeitpunkt der ersten Prüfung, der Zeitpunkt der wiederkehrenden Prüfung im Rahmen des Stillstandes und die Prüfintervalle können nicht voneinander isoliert betrachtet werden. Nur eine Prüfung mit reduziertem Druck kann turnusmäßig mit vertretbarem Aufwand durchgeführt werden. Da bei den wiederkehrenden Prüfungen die Leckrate von niederem Prüfdruck auf Auslegungsdruck extrapoliert wird, muß die Leckratendruckabhängigkeit für die Lebensdauer der Anlage gültig sein. Voraussetzung hierfür ist gleicher Anlagenzustand bei den Prüfungen. Die Anlage muß auch bei der Erstprüfung mit allen Systemen, die mit dem Sicherheitsbehälter offen in Verbindung stehen, fertig montiert sein. Der Sicherheitsbehälter kann daher nicht, wie bisher üblich, im Bauzustand der Druckprobe geprüft werden, da zu diesem Zeitpunkt noch wesentliche Einbauten fehlen. Ist der Anlagenzustand der wiederkehrenden Prüfungen bei der Erstprüfung noch nicht herstellbar, muß ersatzweise auf ein konservatives Umrechnungsmodell mit starker Druckabhängigkeit zurückgegriffen wer-

den. Da eine viel stärkere Druckabhängigkeit, als dem Wurzelgesetz entspricht, meßtechnisch nicht nachgewiesen werden kann, muß der Prüfdruck für wiederkehrende Prüfungen dann von 0,5 bar auf mindestens halben Auslegungsdruck erhöht werden. Damit treten die Probleme der Beschädigung der Instrumentierung nicht nur einmal, sondern für alle wiederkehrenden Prüfungen auf. Der Ausbau und die Neujustierung dieser Instrumentierung brächte erheblichen Mehraufwand und würde zwangsläufig zu langen Prüfintervallen führen. Lange Prüfintervalle verunsichern die Aussage über die Dichtheit in der auf eine Leckratenprüfung folgenden Betriebsperiode. Veränderungen der Dichtheit während einer Betriebsperiode können dann nur noch durch je eine Leckratenprüfung nach Abschaltung und vor Wiederanfahren der Anlage erkannt werden.

Mit dem abgemagerten Leckabsaugesystem lassen sich heute nur einzelne Komponenten auf Dichtheitsänderungen überwachen. Wie sich gezeigt hat, ergibt die Summe der mit dem Leckabsaugesystem meßbaren Einzelleckagen noch lange nicht die integrale Leckrate. Bei der Diskussion über den Prüfzeitpunkt und die Prüfintervalle muß diesem Ergebnis besondere Beachtung geschenkt werden, da offenbar nur mit der integralen Leckratenprüfung eine konservative Aussage über die Dichtheit des Sicherheitsbehälters gemacht werden kann.

### Schrifttum

- [1] Regelentwurf KTA 3405: Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode, Hrsg. Kerntechnischer Ausschuß, Gründruck, Ausgabe Juli 1978  
gleichlautend mit Normentwurf DIN 25436: Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode, Hrsg. Normenausschuß Kerntechnik, Ausgabe Juli 1978
- [2] Engel, M. und K. Müller: Leckratenprüfung am Sicherheitsbehälter der HDR-Anlage (EV 5000). KfK Nachrichten (1977) Nr. 2, S. 56/9
- [3] Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors. Anhang J zu 10 CFR 50.54. Federal Register Vol. 38 (1973), S. 4385/8  
deutsche Übersetzung: Leckratenprüfung an primären Reaktorcontainments für wassergekühlte Leistungsreaktoren. IRS-Kurzinformation 1973/C/4. Hrsg. Institut für Reaktorsicherheit

## Diskussion

F. Weehuizen, (Eidg. Amt für Energiewirtschaft):

Nachdem im Kernkraftwerk Mühleberg mit Siedewasserreaktor und Mark-I-Containment bereits zweimal Wiederholungsleckratenprüfungen bei 1,75 bar Überdruck (maximaler Unfalldruck 2,9 bar) durchgeführt worden waren, stellte sich im Zusammenhang mit der Basisüberprüfung der Sicherheitshülle der KWU-DWR-Anlage Gösgen die Frage, ob diese beim vorgeschlagenen Druck von 0,5 bar oder bei einem höheren Druck ausgeführt werden sollte. Es wurde dann für das Kernkraftwerk Gösgen eine Basisleckprüfung bei 1,0 bar durchgeführt. Probleme traten keine auf.

Wieso wird zur Erhöhung der Genauigkeit und Zuverlässigkeit keine Erhöhung des Wiederholungsprüfdruckes ins Auge gefaßt?

M. Engel, (TUV Bayern):

Die Entscheidung über die Höhe des Prüfdruckes 0,5 bar ist ja schon vor über zehn Jahren gefallen. Man hat generell alle Anlagen mit diesem Prüfdruck geprüft und dabei festgestellt – ich erinnere an diese Bilder –, daß dieser Prüfdruck ausreicht, reproduzierbare Leckratenergebnisse zu erhalten. Es ist, glaube ich, wichtig, daß man einen Prüfdruck in der Höhe wählt, wo also eine sichere Aussage über die Höhe der Leck-

rate und auch noch eine Extrapolation möglich ist. Selbstverständlich, wenn Sie von einem höheren Prüfdruck auf den Auslegungsdruck extrapolieren, wird das Ergebnis der Extrapolation sicherer. Wenn Sie aber mit diesem höheren Prüfdruck die Messung wesentlich komplizieren, wenn Sie also Geräte ausbauen müssen und dann die gesamte Betriebsinstrumentierung nach der Prüfung wieder durchchecken müssen – das ist also eine Aussage, die ich vom Hersteller bekommen habe –, dann führt das zwangsläufig dazu, daß man integrale Leckratenprüfungen nicht mehr so häufig durchführen kann. Man kommt dann auf Prüfintervalle von fünf oder gar noch mehr Jahren und damit wird eigentlich die Unsicherheit über den Zeitraum zwischen diesen Prüfungen wesentlich größer. Es ist die Frage, was hier das kleinere Übel ist, ob man die Umrechnung auf den Auslegungsdruck nicht bis auf die dritte Stelle hinter dem Komma genau bekommt oder ob man weniger über die wahrscheinliche Leckrate, den Verlauf der Leckrate, zwischen den einzelnen Prüfungen aussagen kann.

F. Weehuizen, (Eidg. Amt für Energiewirtschaft):

Alle vorgebrachten Argumente gegen eine Erhöhung des Prüfdruckes sind bekannt, bei der Messung in Gösgen sind aber keine Probleme aufgetreten.

M. Engel, (TÜV Bayern):

Zum Problem der negativen Leckagen ist zu sagen, daß negative Leckagen eigentlich nur bei Prüfungen auftreten, die nach dem alten Fahrtdiagramm durchgeführt worden sind, wo man also zuerst bei hohem Prüfdruck geprüft hat und dann bei 0,5 bar. Es ist klar, daß durch Ausgasungseffekte negative Leckagen vorgetäuscht werden können. Wenn Sie aber von niederem Prüfdruck kommend, also von 0,5 bar aus, dann erst bei Auslegungsdruck prüfen, werden Sie solche Effekte wahrscheinlich nicht mehr bekommen. Die Meßtechnik ist doch heute soweit ausgefeilt. Ich darf da nur an die Volumenbestimmung erinnern, die doch sehr gute Übereinstimmung der gemessenen Volumina, also der Reinvolumina des Sicherheitsbehälters mit den aus den Schalplänen berechneten Volumina ergeben hat, das ist doch ein Hinweis auf den hohen meßtechnischen Stand der Leckratenprüfung. Ich glaube also nicht, daß in Zukunft, wenn man das neue Fahrtdiagramm anwendet, es noch einmal zu negativen Leckraten kommen wird.

Nach Abschluß des Fachgesprächs übermittelte Dr. Watzel, RWE Essen, schriftlich folgende ergänzende Stellungnahme zur Frage der Prüfdruckhöhe bei wiederkehrenden Prüfungen der Leckrate des Sicherheitsbehälters:

*Bei der Diskussion der Druckhöhe für die Leckraten-Wiederholungsprüfung des Containments müssen Vor- und Nachteile sorgfältig gegeneinander abgewogen und die Praxis in verschiedenen Ländern differenziert nach den jeweils vorliegenden unterschiedlichen Anlagenkonzepten bewertet werden. Bei den in Deutschland bestehenden Leichtwasserreaktoranlagen der KWU-Bauart befinden sich im Containment einerseits eine große Zahl elektrischer und elektronischer Einrichtungen und andererseits das wassergefüllte Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente. Dies stellt auf Grund des unterschiedlichen Sicherheitskonzeptes gegenüber den USA (Schutz gegen äußere Einwirkungen) eine optimale Anordnung dar. Hierdurch ist jedoch die bei Wiederholungsprüfungen mögliche Druckhöhe begrenzt, einerseits durch die Empfindlichkeit bestimmter elektronischer (zum Beispiel bestimmte Kondensatortypen) und mechanischer Bauteile (bestimmte Lagerkonstruktionen) gegen äußere Druckdifferenz und andererseits durch die Empfindlichkeit großer Teile der elektrischen und elektronischen Einrichtungen gegen Nässe, die auf Grund nicht vermeidbarer Taupunktüberschreitung bei höheren Drücken anfällt. Werden die gefährdeten Teile vor der Wiederholungsprüfung aus- und danach wieder eingebaut, so entstehen – abgesehen davon, ob dies in jedem Fall möglich ist – durch diese Arbeiten und die nach dem Wiedereinbau nötige Neujustierung der Systeme nicht nur erheblicher Zeit- und Personalaufwand, sondern auch zusätzliche Strahlenbelastungen. Ferner ist zu bedenken, daß bei vorhandenen defekten Brennelementen diese durch die angehobene Druckhöhe der Containmentatmosphäre in ihrem Innern einen Druck aufbauen können, der nach äußerer Entlastung erst verzögert wieder reduziert wird, wodurch eine erhöhte Freisetzung von Aktivität aus diesen defekten Brennelementen in das Beckenwasser und schließlich in die Containmentatmosphäre verursacht werden kann.*

*Diesen exemplarisch genannten Nachteilen steht bei einer Wiederholungsprüfung mit erhöhtem Druck die Tatsache gegenüber, daß hierdurch die Extrapolationsspanne für das Prüfergebn auf Auslegungsdruck verkleinert wird, jedoch für den Fall der Erhöhung des Prüfdruckes von 0,5 auf 1 bar unter Bezug auf einen Unfalldruck von etwa 5 bar nur um 11,1 % und im Falle der US-Praxis (Prüfung bei halbem Unfalldruck) um 44,4 %. Die Notwendigkeit einer Extrapolation bleibt grundsätzlich bestehen.*

*Die deutsche Praxis zielte bisher darauf ab, unter Beibehaltung der Prüfdruckhöhe von 0,5 bar durch ein Maximum an Aufwand für die Meßgenauigkeit und Differenzierung der Beiträge zur Leckrate eine hinreichende Basis für die verlässliche Extrapolation des Wiederholungsprüfergebnisses auf Auslegungsbedingungen zu schaffen. Dieses Prinzip sollte in Anbetracht der Nachteile ohne Vorliegen zwingender Gründe nicht verlassen werden.*

P. de Munk, (Ministerium für Soziales, Niederlande):

Bei der Erstprüfung stellen Sie die Leckratendruckabhängigkeit und damit die zulässige Leckrate bei Prüfdruck fest. Es wird davon ausgegangen, daß diese Druckabhängigkeit während der ganzen Lebensdauer des Kraftwerks konstant sei.

Welche Argumente haben Sie für die konstante Abhängigkeit? Was machen Sie, wenn bei einer wiederkehrenden Prüfung eine unzulässig große Leckrate gemessen wird? Kann man dann eine neue Druckabhängigkeit mittels Messungen feststellen?

M. Engel, (TÜV Bayern):

Wir können auf Grund der Meßergebnisse, die wir haben, natürlich nicht die Aussage machen, daß sich die Leckrate über die Lebensdauer der Anlage nicht ändert. Aber, ich glaube doch, daß es ein Indiz dafür ist, daß sich an der Druckabhängigkeit nichts Wesentliches ändert, wenn sich die bei 0,5 bar gemessene Leckrate nicht wesentlich ändert. Selbstverständlich würden wir gerne einmal bei einer Anlage, die eine erfolgreiche Erstprüfung nach diesem neuen Fahrtdiagramm durchgemacht hat, in einem Abstand von zehn Jahren dann noch einmal die Druckabhängigkeit feststellen, aber leider haben wir diese Möglichkeit bisher nicht gehabt.

H. Karwat, (TU München):

Ich wollte in diesem Zusammenhang auch noch eine Frage stellen, und zwar im Anschluß an das, was eben gerade aus Holland und was vorhin aus der Schweiz gesagt worden ist. Sie haben in Ihrer Zusammenfassung darauf hingewiesen, daß bei der wiederkehrenden Prüfung die Leckrate von niedrigem Prüfdruck auf Auslegungsdruck extrapoliert wird. Diese Extrapolation der Leckratendruckabhängigkeit muß aber für die Lebensdauer der Anlage gültig sein. Voraussetzung hierfür wäre gleicher Anlagenzustand bei allen Prüfungen. In diesem Zusammenhang erhebt sich natürlich die Frage, wie das gewährleistet wird, insbesondere dann, wenn eben der Prüfdruck niedrig ist und das Umrechnungsintervall sehr groß wird.

M. Engel, (TÜV Bayern):

Nach der KTA-Regel und auch nach der RSK-Leitlinie ist es ja in Zukunft – ich muß betonen in Zukunft – so, daß die Anlage wirklich bezüglich der Abschlüsse in einem vergleichbaren Zustand bei der Erstprüfung und der wiederkehrenden Prüfung sein soll. Das war bisher nicht der Fall. Bisher, das muß ich noch einmal betonen, ist eigentlich der nackte, dichtgeschweißte Behälter geprüft worden und trotzdem hat man versucht, hier eine Druckabhängigkeit zu ermitteln, die dann für alle Zeit gültig sein soll. Wir haben bisher noch keine Prüfung nach diesem neuen Fahrtdiagramm.

H. Karwat, (TU München):

Ja, ich glaube, da ist jetzt auch der Komplex der Dauerüberwachung angesprochen, wo Sie auf der Seite vorher schreiben, daß Sie dafür noch keine Methode hätten.

M. Engel, (TÜV Bayern):

Ja, das ist ein Problem. Es bieten sich schon thermodynamische Methoden für eine Dauerüberwachung an oder eine in-

termittierende Überwachung in kurzen Abständen. Dafür müßte der Sicherheitsbehälter aber abgesperrt, auf einen vergleichsweise niedrigen Prüfdruck gebracht und dann vielleicht über einen Tag die Leckrate geprüft werden. Und ich glaube, man käme schon wesentlich weiter, wenn man mit Hilfe eines solchen Systems eine Aussage, über die Leckrate in der Größenordnung von 2 bis 5 % bekäme, weil – wenn man bedenkt, daß eine offene Wirkdruckleitung ausreichend ist, um den Wert der zulässigen Leckrate zu überschreiten – dann eine Aussage, Leckrate kleiner 2 oder kleiner 5 %, schon eine gute Sache ist.

H. Schulz, (GRS):

Herr Engel, haben Sie Erfahrungen vorliegen, in welchem Maße Dichtungselemente ausgetauscht werden und gibt es bevorzugte Stellen?

M. Engel, (TÜV Bayern):

Die Dichtungselemente, die einem Verschleiß unterliegen – das sind die beweglichen Dichtungen besonders in den Lüftungsclappen –, werden im Rahmen der Einzelprüfung, die mindestens einmal jährlich durchgeführt wird, geprüft und wenn notwendig, werden diese Dichtungen ausgetauscht. Aber diese potentiellen Leckstellen werden ja über das Leckabsaugsystem überwacht. Es gibt aber erfahrungsgemäß auch eine Reihe von Leckstellen und Leckwege, die wir eigentlich noch nicht kennen, das geht ja aus diesem Ergebnis hervor, daß das TX-System weniger als 50 % der integralen Leckrate erfaßt und das TX-System überwacht ja eigentlich im wesentlichen diese potentiellen Leckstellen. Also es müssen noch andere Leckpfade vorhanden sein, die wir bisher nicht kennen und die uns auch so lange nicht zu interessieren brauchen, solange der zulässige Leckratenwert nicht überschritten ist. Es dürfte außerordentlich schwierig sein, bei diesen komplexen verzweigten Systemen diese Leckagen zu finden. Wer einmal eine Prüfung mitgemacht hat und die Schwierigkeiten kennt, die da auftreten, um kleine Leckagen, die ja hier in der Größenordnung von einigen Kilo pro Stunde liegen, zu orten und zu beseitigen, der wird mir zustimmen.

H. Baschek, (Nordostschweizerische Kraftwerke):

Der Autor erklärt im Abschnitt über Intervalle und Zeitpunkt der wiederkehrenden Prüfung: „Eine Methode, die sich zur Dauerüberwachung der integralen Leckrate eignet, ist noch nicht bekannt. Die Sicherheit der Aussage über die Dichtheit steigt, je kürzer die Intervalle zwischen integralen Prüfungen sind.“

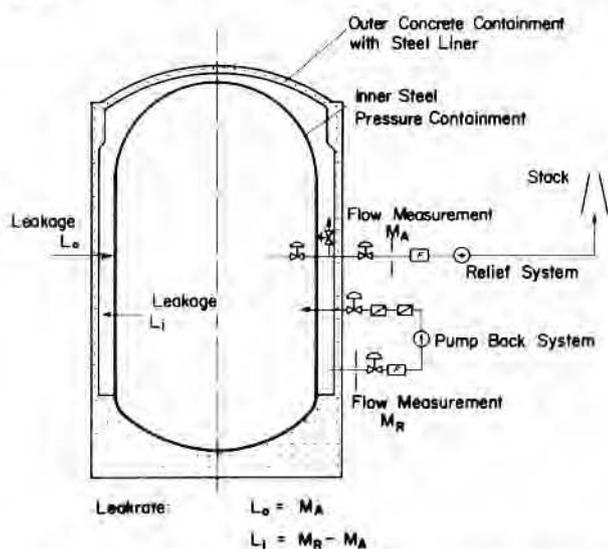


Bild 1: Doppelcontainment des Reaktors im Kernkraftwerk Beznau

Zur ersten Aussage möchte ich gewisse Einwände anmelden. Bereits in den Jahren 1964/65 wurde für das mit einem Druckwasserreaktor ausgerüstete Kernkraftwerk Beznau ein Containment-Konzept entwickelt, das eine ständige integrale Überwachung der Leckagen erlaubt. Bild 1 zeigt das Prinzip dieses Konzeptes, dessen wichtigste Punkte wie folgt zusammengefaßt werden können:

- Es bestehen zwei gasdichte Hüllen, nämlich die innere Stahl Druckschale und die äußere Betonschale, die mit einer Stahlblechhaut ausgekleidet wurde.
- Gegenüber Atmosphäre wird im Ringraum ein Unterdruck, im Containment ein leichter Überdruck gehalten.
- Es sind Leckagen von außen durch die äußere Hülle ( $L_o$ ) und von innen durch die Stahl Druckschale ( $L_i$ ) möglich.
- Rückführkompressoren sorgen dafür, daß diese Leckagen ins Containment zurückgepumpt werden und der gewünschte Unterdruck im Ringraum gehalten wird. Die zurückgeführten Luftmengen werden gemessen ( $M_R$ ).
- Nach Erreichen eines gewissen Überdruckes im Containment läßt man die überschüssige Luft nach einer Mengenummessung ( $M_A$ ) über Filter in den Kamin ab.
- Die Leckraten betragen dann:

$$L_o = M_A$$

$$L_i = M_R - M_A$$

- Es wurde mit Sorgfalt auf die Einhaltung der doppelten Barriere geachtet. So ist zum Beispiel bei den Ventilationsdurchdringungen (Bild 2) das Rohrstück zwischen den beiden Isolationsclappen bei nicht in Betrieb befindlichem System über eine automatische Entlüftung (Vent) mit dem Ringraum verbunden. Ähnlich sieht es bei den Schleusen aus.

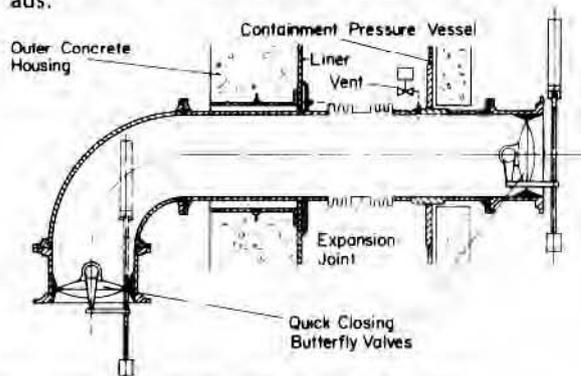


Bild 2: Ventilationsdurchdringung im KKW Beznau

- Trotz der relativ kleinen Druckdifferenz zwischen Ringraum und Containment bzw. Ringraum und Atmosphäre zeigt die Erfahrung, daß das Rückführsystem auf *Veränderungen* in der Dichtheit beider Barrieren schnell und relativ empfindlich reagiert. Die genaue Bestimmung der Leckmengen bereitet allerdings noch gewisse Schwierigkeiten. Das aber liegt wohl eher an den noch nicht idealen Meßeinrichtungen in Beznau und weniger am Konzept.

K. Orth, (KWU Erlangen):

Sie haben vorhin ausgeführt, die Erstleckratenprüfung sei deswegen nicht repräsentativ, weil die Durchführungen „dichtgeschweißt“ sind. Eine solche Prüfung ist zwar kürzlich aus terminlichen Gründen so durchgeführt worden – es sollte aber nicht verschwiegen werden, daß diesem Ausnahmefalle eine Reihe von Messungen mit eingebauten Lüftungsclappen vorausging, die genügend Kenntnis über den Beitrag dieser Abschließungen zur Leckrate vermittelt haben.

Die Genauigkeitsanforderungen an die Leckratenprüfung sollten beurteilt werden unter Beachtung der Konservativitäten der radiologischen Rechnungen, die – unabhängig vom aktuellen Druckverlauf in der Sicherheitshülle – die Ausleungsleckrate konstant über mehr als einen Tag ansetzt.

M. Engel, (TÜV Bayern):

Ja, ich habe hier nicht eine bestimmte Anlage gemeint, sondern eigentlich alle Prüfungen, die in der Vergangenheit mit mehr oder weniger nicht vollständiger Analyse, also nicht vollständig im Sinne der RSK-Leitlinie und des KTA-Regel-

entwurfs, durchgeführt worden sind. Die Lüftungskappen allein machen nicht die Leckrate aus. Ich glaube, das zeigen doch die Ergebnisse.

Und wenn es in der Vergangenheit zu negativen Leckraten gekommen ist, doch nur deshalb, weil die Behälter eben sehr dicht waren. Werte wurden gemessen, die also später dann bei der Vorbetriebsprüfung nicht mehr erreichbar waren, und es ist mir auch kein Fall bekannt, daß bei den früheren Erstprüfungen mit diesem Anlagenzustand eine Druckabhängigkeit ermittelt wurde, die irgendwie für die Umrechnung verwertbar war.

## Konstruktive und festigkeitsmäßige Auslegung von Sicherheitsbehältern

Von H. Schulz<sup>1)</sup>

### Kurzfassung

Die konstruktive und festigkeitsmäßige Auslegung von Sicherheitsbehältern verschiedener Reaktorbaulinien wird dargestellt. Auf Änderungen in den Anforderungen an Werkstoffe sowie der zulässigen Spannungsgrenzwerte wird hingewiesen. Schwerpunkte der Nachweisführung werden beispielhaft aufgezeigt. Ergebnisse zur Grenztragfähigkeit bei Druckbeanspruchungen werden vorgestellt.

### Abstract

The mechanical design of different reactor type containments is presented. Modifications of the requirements for materials and of the allowable stress limits are pointed out. Focal points of present assessment practices are quoted here as an example. Results are given on the ultimate bearing resistance under pressure load conditions.

### Konstruktive Entwicklung

Ausgehend von dem heutigen Stand der verschiedenen technischen Konzeptionen von Leichtwasserreaktoren kann festgestellt werden, daß zwischen den Sicherheitsbehältern von Druck- und Siedewasserreaktoren bezüglich der ihnen übertragenen Aufgabenstellungen prinzipielle Unterschiede bestehen.

Bei den Druckwasserreaktoren (DWR) ist der Sicherheitsbehälter als reines Sicherheitssystem zu sehen, das heißt für die Auslegung dieses Anlagenteils sind die Störfalllasten dominant und die Betriebslasten untergeordnet.

Bei den Siedewasserreaktoren (SWR) ist der Sicherheitsbehälter so konzipiert, daß er sowohl als Sicherheitssystem dient als auch bei betrieblichen transienten Vorgängen Aufgaben übernimmt. Die Lasten aus angenommenen Störfallsituationen sowie aus zu erwartenden Betriebstransienten sind unter Berücksichtigung ihrer unterschiedlichen Häufigkeit als gleichrangig anzusehen.

Eine allgemeine Auflistung der mechanischen und thermischen Belastungen für Sicherheitsbehälter von Druck- und Siedewasserreaktoren ist in den Tafeln 1 und 2 angegeben.

Auf die Entwicklung der unterschiedlichen Ausführungsformen wird zunächst kurz eingegangen:

Bei den Druckwasserreaktoren ist, unabhängig von den verschiedenen Herstellern, die generelle Ausführungsform der Volldrucksicherheitsbehälter. Eine Nebenentwicklung Anfang der 70er Jahre, das Eiskondensersystem, wurde nur bei

Tafel 1: Mechanische Lasten von Reaktorsicherheitsbehältern

globale	Druck im bestimmungsgemäßen Betrieb (Unterdruck) Druck im Störfall (maximal errechneter) ständige Lasten (zum Beispiel Eigengewicht, Kranbahnen) äußere Einwirkungen nichtständige Lasten (zum Beispiel Gewichtsbelastungen aus Transport)
lokale	Lasten aus Abblase- und Kondensationsvorgängen Reaktionskräfte im bestimmungsgemäßen Betrieb (zum Beispiel an Durchführungen) Reaktionskräfte im Störfall (zum Beispiel an Durchführungen) Strahlkräfte bei Rohrbrüchen Impulsbelastungen (zum Beispiel schlagende Rohrleitungen)

Tafel 2: Thermische Lasten von Reaktorsicherheitsbehältern

globale	Temperaturveränderungen und Temperaturdifferenzen im bestimmungsgemäßen Betrieb Temperaturdifferenzen und -änderungen im Störfall
lokale	Temperaturdifferenzen an Durchführungen im bestimmungsgemäßen Betrieb Temperaturdifferenzen im Störfall (zum Beispiel Dampf- oder Wasseranströmung) Unterschiedliche Wärmedehnung verschiedener Werkstoffe

wenigen Anlagen verwirklicht und spielt heute keine Rolle mehr. Ziel der Entwicklung war damals eine Verringerung des Bauvolumens.

Die heutigen Bauformen lassen sich wie folgt ordnen:

- Stahlbehälter in Kugelform umgeben in einem definierten Spalt von einem Betongebäude [1, 2, 3],
- zylindrischer Stahlbehälter mit kalottenförmigen Abschüssen, umgeben in einem definierten Abstand von einem Betongebäude [4],
- Stahlbeton- oder Spannbetonbehälter mit dichtem Stahl liner [5, 6].

Die unterschiedlichen Ausführungsformen sind in den Bildern 1 und 2 dargestellt.

In Bild 3 ist die Entwicklung des KWU-Sicherheitsbehälters (DWR) für die verschiedenen Baugrößen aufgezeigt. Das Konstruktionsprinzip ist über die letzten zehn Jahre gleich geblieben.

1) H. Schulz, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

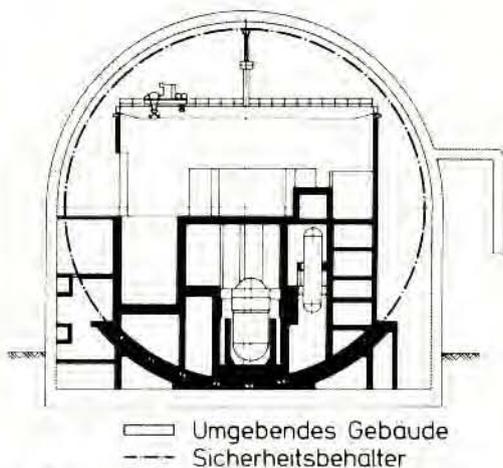
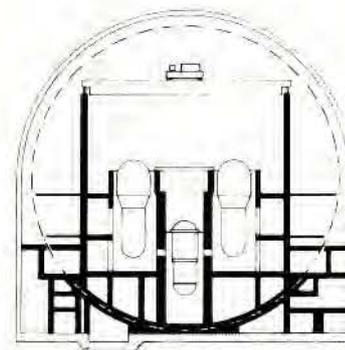


Bild 1: Prinzipskizze des Druckwasserreaktors (DWR)



Innendurchmesser	195 ft	(59,4 m)
Bruttovolumen	3882000 cuft	(109800 m <sup>3</sup> )
Nutzbare Rohvolumen		
– inneres Containment	3378000 cuft	(95700 m <sup>3</sup> )
– äußeres Containment	1328000 cuft	(37400 m <sup>3</sup> )
Nutzbare Grundfläche	20000 sqft	(1858 m <sup>2</sup> )

Bild 4: Sicherheitsbehälter im Kernkraftwerk Duke Power, Cherookee/Perkins



Bild 2: DWR-Sicherheitsbehälter in den USA

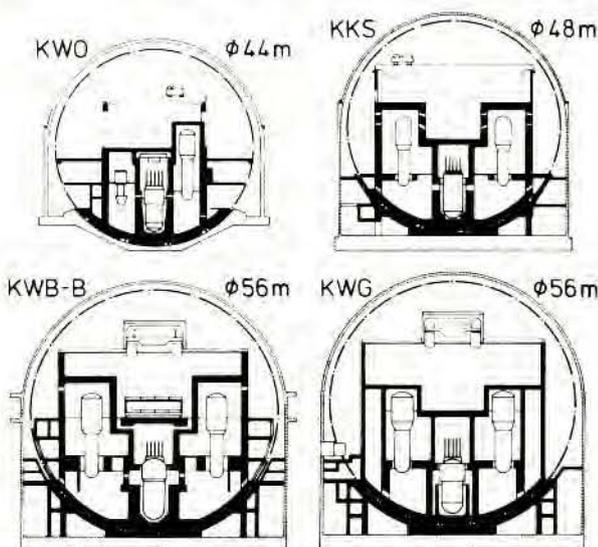


Bild 3: Entwicklung des DWR-Sicherheitsbehälters

ben. Verfeinerungen bzw. Veränderungen hat es nur in konstruktiven Details gegeben. Die größten Behälter dieser Bauart sind allerdings nicht in deutschen Anlagen zu finden, sondern in den Druckwasserreaktoranlagen eines amerikanischen Elektrizitätsversorgungsunternehmens (Bild 4) [7].

Aus den bis jetzt vorliegenden Erfahrungen beim Bau und Betrieb dieser Behälter kann der Schluß gezogen werden, daß

prinzipielle Schwierigkeiten nicht aufgetaucht sind, wobei natürlich ein unterschiedlicher Erfahrungsschatz für die jeweiligen Bauformen vorliegt.

Bei den ersten Siedewasserreaktoranlagen, die vorwiegend noch mit Wärmetauschern im Zweikreissystem betrieben wurden, war ebenfalls der Volldrucksicherheitsbehälter die übliche Bauweise. Mit dem Übergang zur Einkreisanlage wurden die Druckunterdrückungssysteme eingeführt, die sowohl sicherheitstechnische wie betriebliche Aufgaben übernehmen. Bei alien Herstellern hat es umfangreiche Weiter- und Neuentwicklungen für die Sicherheitsbehälter gegeben [8 bis 12], wie zum Beispiel in den Bildern 5 und 6 dargestellt. Bild 6 zeigt die erheblichen Unterschiede in der Sicherheitsbehälterkonzeption der AEG- bzw. KWU-Bauweise.

Der allgemeine Trend bei der konstruktiven Ausführung der Sicherheitsbehälter geht zur Spannbetonbauweise mit Stahl liner sowohl für fortschrittliche Reaktor konzepte wie natriumgekühlte Brutreaktoren und gasgekühlte Reaktoren als auch für Siedewasserreaktoren. Für Druckwasserreaktoren ist allerdings der Stahlbehälter als Standard auch für die absehbare Zukunft zu erwarten.

Für bestehende Baugrößen ist eine Neuentwicklung auf dem amerikanischen Markt zu beachten, das sogenannte „Passive Containment System (PCS)“ [13, 14]. Dieses Konzept sieht eine wesentliche Erhöhung des Auslegungsdruckes auf 20 bar vor. Dadurch wird eine Volumenverkleinerung um etwa den Faktor 10 erreicht. Die Komponenten des Primärkreises sind dabei von massiven Stahlbetonkonstruktionen umgeben, die untereinander verbunden sind. Die Dichtfunktion wird von einem Stahl liner übernommen. In Verbindung mit einer unterirdischen Bauweise ist diese Neuentwicklung unter Umständen besonders interessant.

#### Festigkeitsmäßige Auslegung

Die der festigkeitsmäßigen Auslegung zugrunde zu legenden mechanischen und thermischen Lasten (siehe Tafeln 1 und 2) sind zunächst nach folgenden Gesichtspunkten zu analysieren:

- Höhe und zeitlicher Verlauf der Lasten,
- Zeitpunkt des Auftretens im Hinblick auf das Zusammenwirken mit anderen Lasten,
- Häufigkeit des Auftretens,
- räumliche Erstreckung.

Aus dieser Analyse ergeben sich die Festlegungen, welche Lasten global oder lokal miteinander zu überlagern sind, sowie die anzusetzenden Häufigkeiten für die Ermüdungsanalyse.

Die aus der Berechnung sich ergebenden Spannungen werden nach Beanspruchungs- und Entstehungsart eingeteilt.

Als weiterer Schritt in der Auslegung ist dann die Zuordnung der Belastungen und Lastkombinationen zu Belastungsfällen zu treffen. Für die verschiedenen Belastungsfälle sind nach dem heutigen Stand der Diskussionen für DWR-Anlagen folgende zulässigen Spannungen abzusehen (Bild 7) [15]. Diese Änderungen gegenüber dem früheren Stand (Bild 8) [16] sind im Zusammenhang mit den Änderungen in der Werkstoffauswahl zu bewerten.

### Berechnungsverfahren

Für die Ermittlung der Spannungen aus statischen Belastungen wird auf verschiedene Berechnungsverfahren zurückgegriffen oder auch eine Dimensionierung nach Regelwerken oder Richtlinien durchgeführt [16].

Die Bemessung der Wanddicke in der ungestörten Schale ergibt sich in der Regel aus der Dimensionierung nach dem Regelwerk. Bei der Berechnung der Stützen und Schalensegmente im Stützenbereich und in der Einspannzone werden die Spannungen überwiegend nach der Biegetheorie dünner Schalen in einzelnen Fällen auch in Verbindung mit der Methode der Finiten Elemente ermittelt. Für Stützen mit kleinerem Durchmesser wird häufig die Scheibentheorie angewandt.

Die Ermittlung der zusätzlichen Spannungen aus dynamischen Beanspruchungen gestaltet sich erheblich aufwendiger. Typische Belastungsfälle hierfür sind äußere Einwirkungen (zum Beispiel Erdbeben, Flugzeugabsturz) oder auch Abblase- und Kondensationsvorgänge bei Siedewasserreaktoren. Gerade zum letzteren Komplex wurden umfangreiche theoretische und experimentelle Arbeiten in Gang gesetzt, die erst zum Teil abgeschlossen sind. Eine Bestätigung der für die Berechnung angenommenen Belastungen erfolgt teilweise in der Druckprobe.

Für die Ermittlung der Spannungen, zum Beispiel bei den Lastfällen Erdbeben oder Flugzeugabsturz, sind ebenfalls sehr aufwendige Berechnungen notwendig. Dabei ist zu beachten, daß der Hauptzweck der Berechnung unter anderem darin liegt nachzuweisen, daß

- keine Resonanzen auftreten und
- auf Grund elastischer Verformung keine Wechselwirkungen durch Anschlageffekte entstehen.

Bei Druck- und Siedewasserreaktorsicherheitsbehältern liegen die sich ergebenden Zusatzspannungen aus dem Lastfall Erdbeben bei etwa 10 % der zulässigen Spannungen [17, 18, 19]. Dieser Wert erhöht sich natürlich bei ungünstigeren Standortbedingungen.

### Werkstoffauswahl

Die bisher zum Einsatz gekommenen Werkstoffe für Sicherheitsbehälter aus Stahl sind in den Tafeln 3 und 4 zusammengestellt. Auf Werkstoffe für Linerkonstruktionen wird hier nicht eingegangen.

In den vergangenen Jahren hat es auf Initiative der Reaktor-Sicherheitskommission eine intensive Diskussion über die Verwendung höherfester Feinkornbaustähle für Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren gegeben. Im Vordergrund der Diskussion standen die normalgeglühten Feinkornbaustähle mit gewährleisteter Mindeststreckgrenze über 370 N/mm<sup>2</sup>, die ihre feinkörnigen Gefüge und ihre mechanischen Eigenschaften durch die Sonderkarbidbildner Vanadin, Titan, Niob und entsprechende Spurenelemente erhalten.

Grund für diese Diskussion ist eine verstärkt hervorgetretene Bedeutung der Bauteilzähigkeit und Verarbeitungssicherheit. Die mit diesem Stahltyp gesammelten Erfahrungen [19, 20] ließen Zweifel aufkommen, ob mit einem vernünftigen Maß

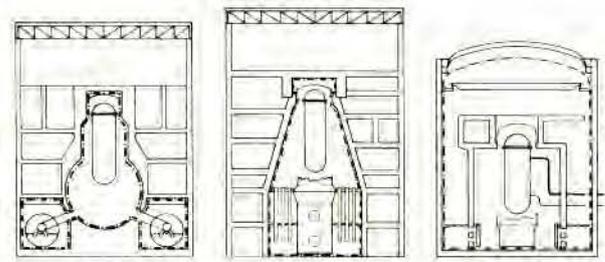


Bild 5: Sicherheitsbehälter für Siedewasserreaktoren (SWR); GE Konzepte

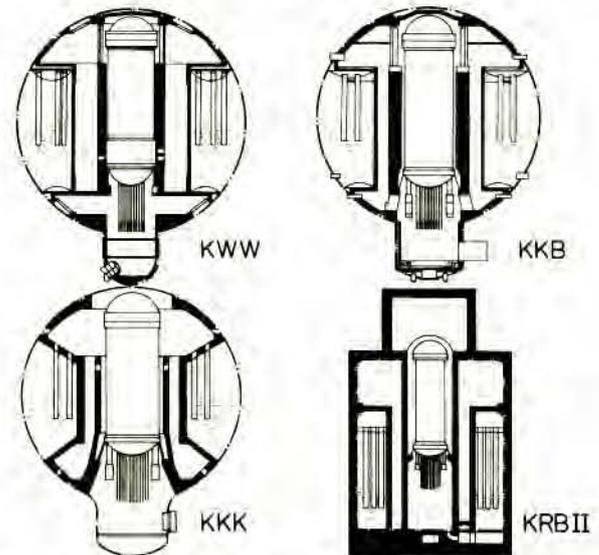


Bild 6: Entwicklung von SWR Sicherheitsbehältern; AEG- bzw. KWU Konzepte

BELASTUNGSFÄLLE	SPANNUNGSKATEGORIE					
	PRIMÄRSPANNUNGEN			SEKUNDÄRSPANNUNGEN		SPANNUNGSPITZEN
	HAUPTMEMBRANSPANNUNG	LOK. MEMBRANSPANNUNG	BIEGESPANNUNG	MEMBRAN- UND BIEGESPANNUNG		
	$P_M$	$P_L$	$P_B$	$\sigma_M$	$\sigma_{TH}$	F
AUSLEGUNGSBEDINGUNGEN	0,67 · $\sigma_{0,2}$					
	0,75 · $\sigma_{0,2}$					
	1,65 · $\sigma_{0,2}$ ; MAX. 500 N/mm <sup>2</sup>					
	ERMÜDUNGSANALYSEN					
SONDERLASTFÄLLE Z. B. ERDBEBEN, FLUGZEUGABSTURZ	ERHOHUNG DER ZULÄSSIGEN SPANNUNGEN UM DEN FAKTOR 1,25 (BETRIFFT LOKALE BEREICHE)					
DRUCKPROBE	0,9 · $\sigma_{0,2}$					
	1,83 · $\sigma_{0,2}$					

Bild 7: Zulässige Spannungen an DWR Sicherheitsbehältern; absehbare Neufestlegung

BELASTUNGSFÄLLE	SPANNUNGSKATEGORIE					
	PRIMÄRSPANNUNGEN			SEKUNDÄRSPANNUNGEN		SPANNUNGSPITZEN
	HAUPTMEMBRANSPANNUNG	LOK. MEMBRANSPANNUNG	BIEGESPANNUNG	MEMBRAN- UND BIEGESPANNUNG		
	$P_M$	$P_L$	$P_B$	$\sigma_M$	$\sigma_{TH}$	F
AUSLEGUNGSBEDINGUNGEN	0,67 · $\sigma_{0,2}$					
	0,75 · $\sigma_{0,2}$					
STÖRFALLLASTEN	0,9 · $\sigma_{0,2}$					
	$\sigma_{0,2}$					
	ERMÜDUNGSANALYSE					
DRUCKPROBE	ERHOHUNG DER ZULÄSSIGEN SPANNUNGEN UM 10 %					

Bild 8: Zulässige Spannungen an DWR-Sicherheitsbehältern; bisheriger Stand

Tafel 3: Analysenwerte verwendeter Sicherheitsbehälterstähle; Gew.-%

	Stahlsorte							
	ST E 36 1.0854 WSTE 36 1.0858 TTSTE 36 1.0859	ST E 47 1.8905 WSTE 47 1.8935 TTSTE 47 1.8915	ST E 51 1.8907 WSTE 51 1.8937 TTSTE 51 1.8917	15 MnNi 63 (Sollanalyse)	USA <sup>1)</sup>			
					SA - 299 (> 1 IN = 25,4 mm)	SA - 516 (Grade 70) (> 1/2 IN = 12,7 mm ≤ 2 IN = 50,8 mm)	SA - 537 (≤ 1 1/2 IN = 38 mm)	
C	0,18	0,2	0,21	0,08 ... 0,2	≤ 0,3	≤ 0,28	≤ 0,24	
Si	0,5	0,1 ... 0,6	0,1 ... 0,5	0,15 ... 0,37	Heat Analysis 0,15 ... 0,3 Product Anal. 0,13 ... 0,33	Heat Analysis 0,15 ... 0,3 Product Anal. 0,13 ... 0,33	Heat Analysis 0,15 ... 0,5 Product Anal. 0,13 ... 0,55	
Mn	0,9 ... 1,6	1,1 ... 1,7	1,2 ... 1,7	1,05 ... 1,7	Heat Analysis 0,9 ... 1,5 Product Anal. 0,86 ... 1,55	Heat Analysis 0,85 ... 1,20 Product Anal. 0,80 ... 1,25	Heat Analysis 0,7 ... 1,35 Product Anal. 0,65 ... 1,40	
P	0,035	0,035	0,035	≤ 0,017	≤ 0,035	≤ 0,035	≤ 0,035	
S	0,035	0,035	0,035	≤ 0,011	≤ 0,04	≤ 0,04	≤ 0,04	
Cr				≤ 0,18			0,25	
Mo				≤ 0,05			0,08	
Ni		0,4 ... 0,8	0,4 ... 0,8	0,5 ... 0,9			0,25	
V		0,08 ... 0,2	0,1 ... 0,22	≤ 0,02				
Al	0,015	0,02		0,01 ... 0,06				
Cu		0,3 ... 0,7		≤ 0,07			0,35	
Nb	0,02 ... 0,08	0,03						
N		0,02	0,02	≤ 0,016				
Ti		0,1 ... 0,2						
As				≤ 0,016				
Sn				≤ 0,013				

<sup>1)</sup> Material Specifications ASME, Bd. II A

an Qualitätssicherungsmaßnahmen die notwendige Qualität bei breiter großtechnischer Anwendung gewährleistet werden kann. Diese Überlegungen führten letztlich auch zum Beschluß 18 der TÜV-Leitstelle, der einen weiteren Einsatz höherfester Feinkornbaustähle in Kernkraftwerken ablehnt.

Zur Erfüllung der gesteckten Ziele

- Erhöhung der Bauteilzähigkeit,
- Erhöhung der Verarbeitungssicherheit



Bild 9: Sicherheitsbehälter Biblis-B in der Bauphase

kommt bei neueren Druckwasserreaktoren der Stahl 15 MnNi 63 zum Einsatz. Die Grenze der Wanddicke, bis zu der auf ein Spannungsarmglühen verzichtet werden kann, liegt bei 38 mm, so daß die Baugröße der Sicherheitshülle gegenüber der früheren Ausführung gleich bleibt.

#### Fertigung und Prüfung

Aspekte der Fertigung und Prüfung sollen im Rahmen dieses Beitrages nicht näher behandelt werden. Über die Einzelheiten der zu stellenden Anforderungen ist im Rahmen der Regelwerkstätigkeit des KTA inzwischen eine weitgehende Übereinstimmung erreicht. Sie betrifft allerdings nur Sicherheitsbehälter aus Stahl. Für andere Konstruktionsformen liegt diese Arbeit noch vor uns.

Die Bilder 9 bis 12 sollen einen Eindruck über die verschiedenen Stadien der Fertigung vermitteln.

#### Schwerpunkte in der konstruktiven und festigkeitsmäßigen Beurteilung

In diesem Abschnitt wird für die unterschiedlichen Bauformen ein Einblick in Schwerpunkte der konstruktiven Ausführung und festigkeitsmäßigen Nachweisführung gegeben. Eine vollständige Behandlung ist nicht vorgesehen, da sie sinnvollerweise im Zusammenhang mit ebenfalls detaillierten Darstellungen der Werkstoff- und Verarbeitungsfragen stehen sollte.

Tafel 4: Mechanisch-technologische Eigenschaften der Stähle

	Streckgrenze N/mm <sup>2</sup>	Warmstreckgrenze (+ 145 °C) N/mm <sup>2</sup>	Zugfestigkeit N/mm <sup>2</sup>	Zugfestigkeit (+ 145 °C) N/mm <sup>2</sup>	Dehnung (L <sub>0</sub> = 5 d) %	Kerbschlagzähigkeit (Mittelwerte) Nm/cm <sup>2</sup>			
						ISO-V-quer ± 0 °C		ISO-V-längs ± 0 °C	
ST E 36 1.0854 WST E 36 1.0858 TT ST E 36 1.0859	> 260	> 290	500/640		> 22	—	—	—	— <sup>1)</sup>
40						—	60	50	
40						35	70	60	
ST E 47 1.8905 WST E 47 1.8935 TT ST E 47 1.8915	> 460	> 380	570/740		> 17	—	—	—	— <sup>1)</sup>
40						—	55	45	
40						35	60	50	
ST E 51 1.8907 WST E 51 1.8937 TT ST E 51 1.8917	> 490	> 400	620/790	> 580	> 16	—	—	—	— <sup>1)</sup>
40						—	50	40	
40						—	55	45	
15 MnNi 63 (zur Zeit in Begutachtung; Sollwerte für KKP-2)	> 370	> 320	470/590		> 22	85 (+ 5 °C)			
USA <sup>2)</sup>								V-Notch ARG 3 Spec.	
SA - 299	290		515/655		> 19 IN 2 IN OR 50 mm			20 ftlb = 33,8 Nm/cm <sup>2</sup>	
SA - 516	262		485/620		> 21 IN 2 IN OR 50 mm			20 ftlb = 33,8 Nm/cm <sup>2</sup>	
SA 537	345		485/620		> 22 IN 2 IN OR 50 mm			20 ftlb = 33,8 Nm/cm <sup>2</sup>	

<sup>1)</sup> Nur DVM-Werte

<sup>2)</sup> Material Specifications ASME, Bd. II A

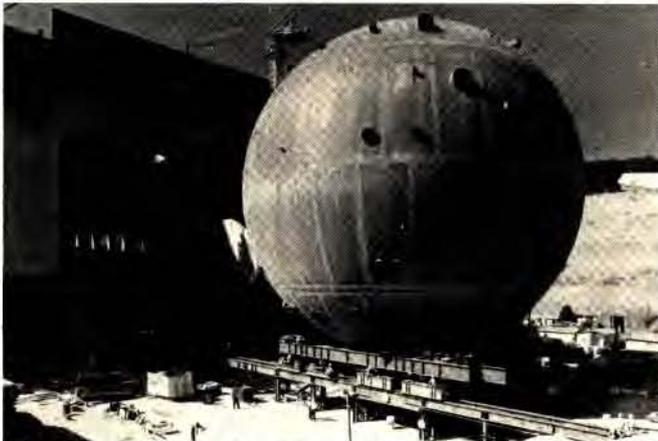


Bild 10: Sicherheitsbehälter Krümmel in der Bauphase



Bild 12: Sicherheitsbehälter Philippsburg in der Bauphase



Bild 11: Sicherheitsbehälter Biblis-A in der Bauphase

#### Stahlbehälter in Kugelform (DWR)

Bei dieser relativ einfachen konstruktiven Form sind Schwerpunkte in der Einbindung der großen Stützen (insbesondere Schleusen) und der elastischen Einbettung im Auflagebereich zu sehen. Obwohl die Verhältnisse gut überschaubar sind, ergeben sich durchaus noch nennenswerte Abweichungen der errechneten Spannungen von den bei der Druckprobe gemessenen. Das ist zum Beispiel bei den Bildern 13 und 14 veranschaulicht. Bild 13 zeigt einen Vergleich der errechneten und gemessenen Spannungen im Bereich der Betonauflagerung. Die Unterschiede dürften im wesentlichen in der vereinfachten Nachbildung des Auflagebereiches begründet sein. Bild 14 zeigt die Unterschiede zwischen errechneten und gemessenen Spannungen im Bereich einer lokalen Wanddickenveränderung. Die Unterschiede sind in dem inhomogenen Ausdehnungsverhalten der Schweißnaht zu suchen. Die gezeigten Daten wurden von der KWU zur Verfügung gestellt.

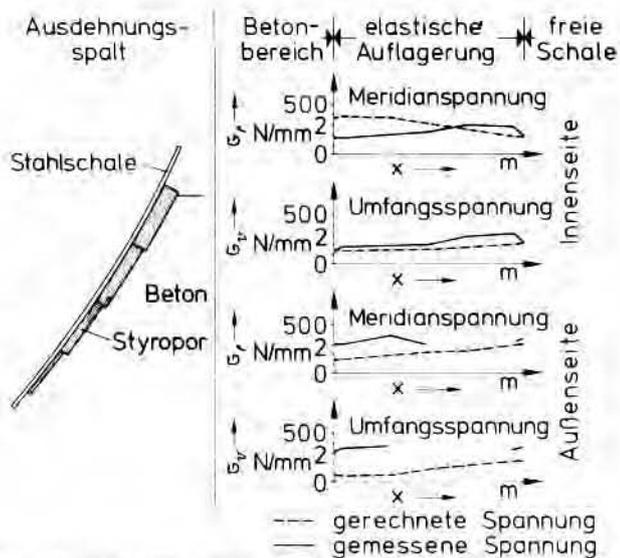


Bild 13: Verlauf errechneter und gemessener Spannungen im Auflagebereich

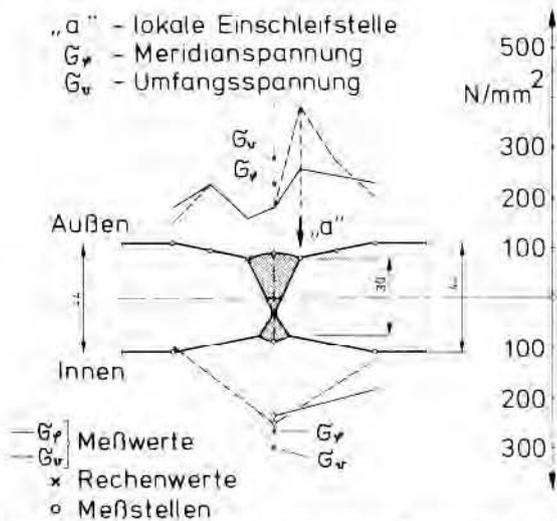


Bild 14: Verlauf errechneter und gemessener Spannungen im Bereich einer Wanddickenveränderung

Abgesehen von den lokalen Einflüssen, denen grundsätzlich Beachtung zu geben ist, kann die konstruktive und festigkeitsmäßige Beurteilung dieser Konstruktion als unproblematisch angesehen werden.

#### Druckunterdrückungssysteme (Stahlbehälter)

Den Darstellungen zur konstruktiven Entwicklung und Belastung läßt sich entnehmen, daß die Konstruktionen insgesamt

Tafel 5: Einflußgrößen für die Berechnung der Linerstabilität

- Druck im Sicherheitsbehälter
- Temperaturverteilungen am Liner und im Baukörper
- Abstände der Verankerungselemente
- Verschiebungen (Dehnungen) des Baukörpers zum Beispiel durch Vorspannung, Schwund, Kriechen
- Toleranzen in den Werkstoffeigenschaften (Beton und Stahl)
- Toleranzen in den Geometrien zum Beispiel Blechdicke, Abstände der Verankerungen
- Risse im Beton im Einspannbereich der Verankerungen
- Formabweichungen des Liners
- Druckaufbau im Spalt durch Dampfproduktion (Freisetzung von Restwasser)

komplexer sind als die Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren.

Schwerpunkte der konstruktiven und festigkeitsmäßigen Beurteilung sind in folgenden Bereichen zu sehen:

- Ausführung der Bodenverankerung der Kondensationskammer,
- Bodenhalterung und Einspannkonstruktion für das Druckentlastungssystem,
- Einbindung der Durchführungen,
- dichte Trennung von Druck- und Kondensationskammer,
- Auflagerung bzw. Abstützungen des Druckabbausystems (DAS) zum Gebäude sowie von Teilen innerhalb der Stahlschale.

Da für zukünftige Anlagen Stahlbehälterkonstruktionen nicht mehr zum Einsatz kommen, werden keine weiteren Details zu den angesprochenen Bereichen erörtert. Zu erwähnen bleibt noch, daß auf Grund der Belastungen aus transienten Betriebsvorgängen neben dem Nachweis der Zulässigkeit der auftretenden Spannungen der Absicherung gegen Ermüdung ebenfalls Bedeutung zukommt.

#### Stahlbeton- und Spannbetonbehälter mit Liner

Bei Stahlbeton- oder Spannbetonbehältern ist ein Schwerpunkt der Nachweisführung die Dichtfunktion des Liners sowie dessen Dimensionsstabilität, um für die Temperaturberechnungen die Spaltweiten zwischen Beton und Liner ausreichend genau zu erfassen. Tafel 5 gibt eine Zusammenstellung der Einflußgrößen für diese Aufgabenstellung. Es ist klar ersichtlich, daß auf Grund der Anzahl der Einflußgrößen eine genaue Bestimmung des Linerverhaltens äußerst komplex ist. Zur Vereinfachung wird man daher häufig konservative Grenzwerte in die Berechnung einführen. Auf bautechnische Fragen wird an dieser Stelle nicht weiter eingegangen.

#### Grenztragfähigkeit

Die folgenden Ausführungen sind beschränkt auf eine Abschätzung der Grenztragfähigkeit für einen Stahlbehälter in Kugelform. Sie bieten einen Anhaltspunkt, welche Lasten von der ungestörten Membranschale aufgenommen werden können.

Bei der Berechnung von Grenztragfähigkeiten muß unterschieden werden zwischen der

- Tragfähigkeit des homogenen Werkstoffes im ungestörten Schalenbereich,
- Tragfähigkeit fehlerbehafteter Zonen (wobei differenziert werden kann nach Werkstofftrennungen und geschädigten Gefügebereichen, zum Beispiel Grobkorngefüge, sowie deren gegenseitige Beeinflussung),
- Tragfähigkeit von Störstellen, zum Beispiel Durchdringungen.

Weiterhin sind natürlich die Belastungen mit ihrer zeitlichen und räumlichen Verteilung entsprechend zu berücksichtigen.

Im Rahmen der deutschen Risikostudie wurde entsprechend den obigen Ausführungen die Grenztragfähigkeit der ungestörten Schale ermittelt. Für den Fall des Verformungsbruches (homogener Werkstoffzustand) ergibt sich ein Berstdruck von 9,5 bar.

Aus Betrachtungen mit Hilfe der Bruchmechanik und des Temperaturübergangskonzeptes ergeben sich für den Berstdruck Werte um 8,1 bar. Das gilt für Fehlerabmessungen von 13 mm Tiefe und 43 mm Länge (Rißstopp) bzw. 5,2 mm Tiefe und 260 mm Länge (Rißinstabilität). Zieht man für die Beurteilung weiterhin Ergebnisse von Berstversuchen [22] und Großplatten-Zugversuchen [23] heran, festigt sich das Ergebnis, daß unter Berücksichtigung realer Verhältnisse eine

Tragfähigkeit des Sicherheitsbehälters bis zu 8 bar gegeben ist. Dabei wird vorausgesetzt, daß die konstruktive Ausbildung der geometrischen Störstellen eine gleiche Tragfähigkeit gewährleistet und der Werkstoff ausreichend verformungsfähig ist, um ungleichmäßige Belastungen über den Querschnitt zu ertragen. Daß diese Annahmen gerechtfertigt sind, zeigen Ergebnisse von Druckproben bei mehreren Sicherheitsbehältern.

Eine detaillierte Behandlung der Zuverlässigkeit des Sicherheitsbehälters unter Berücksichtigung probabilistischer Belastungs- und Werkstoffkennwertverteilung wird im Beitrag Kafka/Schuëller dargelegt.

#### Schrifttum

- [1] Siemens AG: Sicherheitsbericht Kernkraftwerk Obrigheim.
- [2] Siemens AG: Sicherheitsbericht Kernkraftwerk Stade.
- [3] Kraftwerk-Union AG: Sicherheitsbericht Kernkraftwerk Grohnde.
- [4] Douglas Point BWR/6. Nuclear Engineering International 11/1973.
- [5] Dunn, J.T.: Multi-Barrier Containment Vessels. Nuclex Fachtagung, Nr. 1, 10/1972.
- [6] Trends in the Design of Pressurized Water-Reactor Containment Structures and Systems. Nuclear Safety, Vol 18, 2/1977.
- [7] Godfrey, A. u. a.: Spherical containment system has many advantages. Nuclear Engineering International, 12/1977.
- [8] Wade, G.E.: Evolution and Current Status of the BWR Containment System. Nuclear Safety, Vol. 15, 2/1974.

## Diskussion

K. Nerlich, (TÜV Bayern):

Bild 13 zeigt teilweise größere Unterschiede zwischen gemessenen und berechneten Spannungen im Einspannbereich der elastischen Bettung. Ursache dafür ist, daß die Ergebnisse der Spannungs-Dehnungs-Messungen nicht primär zum Zweck ermittelt werden, die Festigkeitsberechnungen zu bestätigen. Die Rechenmethoden und -programme haben einen solchen Reifegrad erreicht, daß sie einer meßtechnischen Verifizierung nicht mehr bedürfen, wie die Meßergebnisse für die Reaktorsicherheitsbehälter der Anlagen Biblis-A, Biblis-B, GKN und KKI zeigen. Die Dehnungsmeßstellen werden üblicherweise so ausgewählt, daß auch die Besonderheiten wie Formabweichungen erfaßt werden. Daraus erklärt sich die Diskrepanz zwischen Berechnung und Messung.

H. Schulz, (GRS):

Es ist sicher richtig, daß lokale Überhöhungen, zum Beispiel infolge von Formabweichungen, hier mit enthalten sind und bei der Interpretation berücksichtigt werden müssen. Die gezeigte Umkehrung des Spannungsverlaufs ist aber sicher damit nicht zu erklären, sondern durch die vereinfachte Rechenannahme.

J.-J. Hanel (TÜV Hannover):

Herr Schulz, Sie haben ausgeführt, daß der Reaktorsicherheitsbehälter im ungestörten Bereich für den Fall eines Verformungsbruches einen Berstdruck von etwa 9,5 bar aufweist. Können Sie kurz darlegen, mit welchem Bruchkriterium Sie diese Grenztragfähigkeit erhalten?

Sie geben ferner einen Berstdruck von etwa 8 bar an für vorhandene Fehler: a) 13 mm Tiefe/43 mm Länge und b) 5,2 mm Tiefe/260 mm Länge. Ich schließe aus diesen Werten und in Anbetracht Ihrer Stichworte „Bruchmechanik“ und „Temperaturübergangskonzept“, daß Sie die linear-elastische Bruchmechanik (LEFM) angewendet haben. Im Anforderungsfall sind aber durch die wesentlich erhöhten Temperaturen und durch die vorgegebenen Blechdicken die Voraussetzungen der LEFM nicht mehr erfüllt, so daß eigentlich die Methoden der

- [9] Sicherheitsbericht Kernkraftwerk Würgassen.
- [10] Sicherheitsbericht Kernkraftwerk Brunsbüttel.
- [11] Sicherheitsbericht Kernkraftwerk Krümmel.
- [12] Sicherheitsbericht Kernkraftwerk Gundremmingen II.
- [13] Nucleonics Week, November 25, 1976.
- [14] Nucleonics Week, August 31, 1978.
- [15] RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. 2. Ausgabe, Entwurf, Juni 1978.
- [16] Kuschel, D.: Berechnung und festigkeitsmäßige Beurteilung der Sicherheitsbehälter für DWR, 2. MPA-Seminar: Sicherheit der druckführenden Umschließung von LWR, 29./30. Juni 1976.
- [17] Skundrie, Lazor J.: Metal Containments — Nature of Loads and Behaviour Limits. Nucl. Eng. and Design 46 (1978), S. 409/16.
- [18] Kost, G., N. Krutzik und E. Y. W. Tsui: Axisymmetric Finite Element Analysis of the KKP-II Containment and Reactor Pressure Vessel Structures. Int. Seminar on Extreme Load Conditions and Limit Analysis Procedures for Structural Reactor Safeguards and Containment Structures, Berlin, 8.-11. Sept. 1975.
- [19] Gillissen, R., und W. Neuland: Berechnung von Erdbebenlasten. 2. Internationale Tagung „Die Qualität von Kernkraftwerken aus amerikanischer und deutscher Sicht“, Köln. 28. Sept. 1978.
- [20] Piehl, K.H.: Werkstoffe für Sicherheitsbehälter. 2. MPA-Seminar, Stuttgart, 29./30. Juni 1976.
- [21] Ullrich, W.: Erfahrungen beim Bau von Reaktor-Sicherheitsbehältern, Kerntechnik, 8. Jg. (1966), Heft 8/9.
- [22] Sturm, D.: Anforderungen an Werkstoff und Auslegung von Sicherheitsbehältern. 2. MPA-Seminar, Stuttgart, 29./30. Juni 1976.
- [23] Prüfungsbericht: Großplatten-Zugversuche mit Proben aus Werkstoff W St E 51, MPA, 29. August 1977.

Fließbruchmechanik hierfür angewendet werden müßten. Diese dürften aber wesentlich größere Rißkonfigurationen für den obigen Berstdruck von etwa 8 bar liefern.

H. Schulz, (GRS):

Für den Fall des Verformungsbruches wurde ein Bruchkriterium angesetzt, das Fließen über den vollen Querschnitt voraussetzt. Das wird auch bei Herrn Kafka später noch angeführt. Für die anderen Betrachtungen ist maßgebend, welcher Riß bei vollem Druck noch aufgefangen werden kann. Im Vordergrund steht ja hier die Betrachtung der Integrität und nicht die Betrachtung, welche maximalen Bruchöffnungen sich noch ergeben können, ohne daß Teile sich lösen. Im Hinblick auf die Temperatur muß man beachten, daß der gesamte im Beton eingespannte Bereich der Kugel auch im Störfall praktisch auf Raumtemperatur verbleibt.

A. Andersen, (KWU, Offenbach):

Im KTA-Arbeitsgremium 3401.2 wird zur Zeit eine differenziertere Tabelle an Stelle von Bild 7 erarbeitet. Zu Bild 7 möchte ich trotzdem folgendes anmerken:

- $1,67 \times \sigma_{0,2}$  gilt für die Spannungsabsicherung der Summe von Primär- und Sekundärspannungen. Die Spannungsspitzen sind nicht enthalten.
- Die frühere Begrenzung der Primär- plus Sekundärspannung auf  $\sigma_{0,2}$  (Bild 8) machte eine Absicherung des Spannungsausschlages überflüssig (keine Möglichkeit für fortschreitende Deformation). Spannungsausschläge von  $2 \times \sigma_{0,2}$  (von  $+\sigma_{0,2}$  bis  $-\sigma_{0,2}$ ) wäre dabei theoretisch möglich. Die jetzige Begrenzung auf  $1,67 \times \sigma_{0,2}$  bedeutet deshalb nicht generell eine Erhöhung der zulässigen Spannung.

H. Schulz, (GRS):

Ihre erste Bemerkung ist richtig. In der Abbildung haben wir nachträglich hinter  $Q_{TH}$  einen Querstrich gezogen, um diese Trennung deutlich zu machen.

Zu Ihrer zweiten Bemerkung ist zu sagen, daß die hier vorgestellte Festlegung aus der RSK-Leitlinie sich auf Sicherheits-

behälter von Druckwasserreaktoren bezieht, daß durchaus von einer Erhöhung der zulässigen Spannung zu sprechen ist. Bei Siedewasserreaktor-Sicherheitsbehältern mag das im Hinblick auf das andere Lastkollektiv und die bisher übliche Praxis nicht der Fall sein.

F. Weehuizen, (Eidg. Amt für Energiewirtschaft):

Nach unseren Kenntnissen bezüglich der Anlage Gösgen stimmt es, daß die durch Erdbeben verursachten Beanspruchungen im ungestörten Bereich der Schale zu den GaU-Beanspruchungen relativ gering sind (zum Beispiel etwa 5 %).

Frage: Wurden von der GRS die von der KWU unabhängigen

Rechnungen durchgeführt, um die Beanspruchungen und insbesondere die Stabilität der Schale im Bereich der Durchführung großer Kaliber, fest in der Schale verankerten Leitungen zu untersuchen?

H. Schulz, (GRS):

Die Berechnungen erfolgen unabhängig zu den von der KWU durchgeführten Rechnungen durch die GRS bzw. die TÜV. Mir ist das angesprochene Problem der Stabilität der Schale durch lokale Einwirkungen für deutsche Standortverhältnisse nicht geläufig. Bei höheren Erdbebenanregungen könnte dies aber durchaus der Fall sein.

## Brandschutzfragen im Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken

Von P. Heyder<sup>1)</sup>

Bei den Sicherheitsbetrachtungen werden Brände in allen Räumen einer kerntechnischen Anlage unterstellt, auch im Sicherheitsbehälter. Zwar wird zur Zeit sehr intensiv versucht, das Risiko eines Brandes nach Eintrittswahrscheinlichkeit und Ausmaß durch Verwendung entsprechender Bau- und Betriebsstoffe und Anordnung zu minimieren, ganz ausschließen läßt sich das Risiko jedoch nicht. Noch gibt es für die brennbaren Isolierungen elektrischer Leitungen, Maschinen und Geräte keinen unbrennbaren Ersatz; noch ist man auf Öle und Fette als Schmiermittel angewiesen; noch benötigt man für Kleidung Textilien und zum Abdecken Plastikfolien und dekontaminierbare Schutzanstriche auf Kunststoffbasis.

Wenn daher bei den Sicherheitsbetrachtungen Brände unterstellt werden müssen, so stellen sich einer konventionellen Bekämpfung folgende Probleme in den Weg:

- Der Zugang zu denkbaren Brandherden ist im ungünstigsten Fall nur über eine Schleuse möglich, deren Funktion bei Brand nicht aufgehoben werden darf.
- Eine Entqualmung als wichtiger Beitrag für eine gezielte manuelle Brandbekämpfung ist bei den – aus Sicherheitsgründen – beschränkten Luftaustauschraten nicht durchführbar.
- Ein manueller Löschangriff bringt bekanntlich immer die Gefahr, daß auch intakte Einrichtungen, zum Beispiel eben Sicherheitseinrichtungen, erheblich beeinträchtigt oder gar zerstört werden.

Nach den derzeitigen Sicherheitsüberlegungen ist nicht damit zu rechnen, daß zur Beherrschung des Störfalles Brand weder die Zahl der Zugänge zum Innern des Sicherheitsbehälters er-

höht, noch Entqualmungsanlagen mit einer Luftwechselzahl in der Größenordnung von 25 bis 60 Rauminhalte pro Stunde eingebaut, noch ein inneres Containment-Sprühsystem – das zudem ausreichend wirksam sein müßte – vorgesehen werden.

Über die Gründe, die solchen Maßnahmen entgegenstehen, soll hier nicht diskutiert werden. Im derzeitigen Stadium der Sicherheitsbetrachtungen zeichnen sich folgende Maßnahmen ab, den Störfall Brand im Sicherheitsbehälter zu beherrschen:

- Frühzeitiges Entdecken und Lokalisieren durch automatische Detektoren und Fernsehkameras vergrößert die Chance, einen eventuellen Brand mit geringem Aufwand zu bekämpfen.
- Es sind nur solche brennbaren Bau- und Betriebsstoffe einzusetzen, die langsam abbrennen, wodurch die Wärmefreisetzung pro Zeiteinheit reduziert und die Intervention begünstigt wird.
- Stellen erhöhter Brandgefahr sind durch Brandwände, Brandschutzklappen, Schotts vom übrigen Raum zu isolieren und durch stationäre, fernbedienbare Löschanlagen abzulöschen.

Damit ist es möglich, Brände bereits in der Entstehungsphase mit Aussicht auf Erfolg zu bekämpfen und damit zumindest die nichtbetroffenen Sicherheitseinrichtungen vor den Auswirkungen eines Brandes zu sichern.

Sollte trotz aller dieser Vorsorgemaßnahmen die Erstreckung eines Brandes nicht gelingen, kann nach Überzeugung des Verfassers durch geeignete passive Maßnahmen die Belastung des Sicherheitsbehälters dennoch in den Grenzen gehalten werden, die durch einen großen Kühlmittelverluststörfall vorgegeben sind. Damit ist aber auch bei Brand im Sicherheitsbehälter der Schutz der Umgebung auf jeden Falle gesichert.

1) Oberingenieur Dipl.-Ing. P. Heyder, TÜV Baden

## Diskussion

H. Schulz, (GRS):

Herr Heyder, wie unterscheiden Sie mit der Fernsehkamera zwischen Rauch und Wasserdampf und ist bei stärkerer Rauchentwicklung eine Fernsehkamera noch nützlich? Sollte man nicht eine Infrarotkamera einsetzen?

P. Heyder, (TÜV Baden):

Die im Sicherheitsbehälter eingesetzten Detektoren reagieren wahrscheinlich auf Dampf und Rauch ohne Differenzierung. Für eine gezielte, schnelle und wirksame Gegenaktion ist eine weitere Information notwendig, wofür zur Zeit Fernsehka-

ras in der Diskussion stehen. Der Einsatz von infrarotempfindlichen Kameras statt oder neben „normalen“ Fernsehkameras wäre dabei zu prüfen. Eine manuelle Brandbekämpfung setzt voraus, daß noch brauchbare Sichtverhältnisse herrschen. Eine Fernsehkamera, deren Empfindlichkeit im sichtbaren Lichtbereich liegt, ist daher für die Einsatzlenkung der Schichtleitung universeller als eine Infrarotkamera.

G. Dirkx, (Colonia Versicherung):

Eine Fernsehkamera ist als zusätzliches Instrument zu sonstigen Branddetektoren unverzichtbar. Nach Ansprechen der Detektoren muß in kürzester Zeit – eben über die Fernsehkamera – festgestellt werden können, ob es sich nicht um einen möglichen Fehlalarm handelt. Nach Ansprechen der Detektoren erst Personen zum vermuteten Brandherd zu entsenden, bringt bis zum ersten Löschangriff eine zu große Zeitverzögerung. Nur ein Brand, der innerhalb 5 Minuten entdeckt und auch bekämpft wird, hat Aussicht auf erfolgreiche Löschung mit geringem Löschmitteleinsatz. Daher möchte ich die Ausführungen von Herrn Heyder voll unterstützen.

F. Föglein, (VEW Dortmund):

Ein Feuerlöschgebäude-Sprühsystem halten wir wegen der Unterteilung des Gebäudes in Brandabschnitte jeweils mit aktivem Löschsystem selbstverständlich für überflüssig. Eine Entqualmung unter Umgehung der Abluftfilter kann nach dem Brand bei geringer zulässiger Abluftaktivität jedoch sehr nützlich sein.

Eine Ergänzung des Kurzbeitrages durch ein vernünftiges Fluchtwegekonzept wäre sicher interessant gewesen.

P. Heyder, (TÜV Baden):

Eine Entqualmung ist nur möglich bei genügend niedriger Aktivitätskonzentration. Das Problem der Entqualmung des Sicherheitsbehälters liegt derzeit weniger in der kontrollierten Umgehung der Abluftfilter als in der Leistungsfähigkeit der Zu- und Abluftanlagen und in der Steuerung der Luftströmung bzw. Erhaltung der Unterdruckstaffelung bei eventueller Umsteuerung zwecks Entqualmung.

Ein Beitrag zum Fluchtwegekonzept im Sicherheitsbehälter wäre sicher sehr nützlich gewesen. Einerseits war jedoch der Zeitrahmen sehr knapp bemessen, andererseits sind die Auffassungen noch zu kontrovers, um das Thema nur kurz abzuhandeln. Das Thema sollte daher einer anderen künftigen Veranstaltung anvertraut werden.

D. Jungclaus, (GRS):

Welche Sicherheitsüberlegungen verbieten die Einführung von mehr Zugängen? Analysen haben gezeigt, daß dadurch die zum Teil vorhandenen Fluchtweglängen bis zu 120 m auf etwa 60 m verkürzt werden könnten. Vorgeschrieben durch Richtlinien sind 30 m.

Was spricht gegen die Anwendung eines Sprühsystems im Containment gegen Brand?

Würden Sie die Wahrscheinlichkeit für Brand nicht höher einschätzen als die für einen Kühlmittelverluststörfall?

Sollte unter dieser Voraussetzung nicht alles getan werden, um die Auswirkungen geringer zu halten als bei einem Kühlmittelverluststörfall?

P. Heyder, (TÜV Baden):

Sie haben vier verschiedene Einzelthemen angeschnitten:

#### 1. Zugänge

Zu viele Löcher im Sicherheitsbehälter würden doch wohl seinem Zweck entgegenstehen. Art, Zahl und Lage der Schleusen orientieren sich gegenwärtig an einer maximalen Fluchtweglänge von 60 m und einer maximalen Rettungsweglänge von 40 m. Das ist bei der 1300-MW-Druckwasserreaktorlinie mit einer Normal- und zwei Notschleusen erfüllbar. Notschleusen sind in bezug auf die Brandbekämpfung Einbahnstraßen, das heißt sie gestatten zwar das Verlassen des Sicherheitsbehälters, man kann jedoch nur mühsam mit Feuerwehrausrüstung (Vollatemschutz, Schutzanzug) durch Notschleusen in den Sicherheitsbehälter gelangen.

#### 2. Ein Sprühsystem

Ein einziges Sprühsystem für die vielen denkbaren Brandherde zu bemessen ist a) schwierig und kaum effektiv, b) trifft zu viele nicht vom Brand betroffene Bereiche, daher Tendenz zu mehreren örtlich begrenzten, einzeln steuerbaren und auf den Löschbereich abgestimmten Sprühflutanlagen.

#### 3. Wahrscheinlichkeit

Mir sind gegenwärtig keine Untersuchungen, geschweige Ergebnisse bekannt über zu erwartende Häufigkeit mal Ausmaß von Bränden in Kernkraftwerken. Die Versicherungen verfügen allerdings über Schadensstatistiken.

#### 4. Auswirkungen

Ja, das versuchte ich darzustellen, alle Maßnahmen müssen darauf abzielen, daß die anzunehmende Belastung für den Sicherheitsbehälter im Störfall Brand diejenigen Belastungen beim größten Kühlmittelverluststörfall nicht überschreiten.

## Probabilistische Zuverlässigkeitsbeurteilung von Sicherheitsbehältern am Beispiel des Druckwasserreaktors

Von P. Kafka und G. I. Schuëller<sup>1)</sup>

### Kurzfassung

Das Anliegen des hier vorgestellten und vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) geförderten Vorhabens ist, zur Entwicklung von Methoden der Quantifizierung

1) Dr. P. Kafka, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln; Dr.-Ing. habil. Ph. D. G. I. Schuëller, Technische Universität München. Die Verfasser danken ihren Kollegen W. Augustin, J. Bauer, F. H. Wittmann und B. Zech an dieser Stelle herzlich für die Mitarbeit an diesem Projekt.

des Risikos von Kernkraftwerken beizutragen. Zu diesem Zweck wurde eine Zuverlässigkeitsanalyse am Sicherheitseinschluß eines Kernkraftwerkes durchgeführt. Dazu mußten detaillierte Kenntnisse aus verschiedenen Wissensgebieten weiterentwickelt und zusammengestellt werden.

Das Vorhaben enthält drei Schwerpunkte, die sich hauptsächlich mit den Belastungen des Sicherheitsbehälters nach einem Kühlmittelverluststörfall, den Materialeigenschaften der verwendeten Stähle, dem Verhalten des Betons unter stoßartiger Belastung sowie mit der Analyse der äußeren

Belastungen auf den Sicherheitseinschluß befassen. Die Ergebnisse aus diesen Arbeitsschwerpunkten wurden dann in einer Zuverlässigkeitsbeurteilung zusammengefaßt. Die Methode wurde durch die praktische Anwendung der theoretischen Arbeiten auf den Sicherheitseinschluß des Kernkraftwerkes Biblis-B demonstriert.

**Abstract**

The aim of the BMFT supported research project, which is presented here, is to contribute to the development of methods for quantification of risks involved in the design and construction of nuclear power plants. For this purpose a reliability analysis of a large component, i. e. the containment of a power plant was carried out. To accomplish this, detailed information from several fields had to be developed and arranged.

The project is mainly concerned with the loading conditions following a LOCA, the material properties of the containment steel, the concrete behavior under impact and finally with the analysis of possible external loading conditions of the containment. The results of these concentrated research efforts were then assembled to a reliability assessment procedure. The method is demonstrated by applying the theoretical findings to the practical problem of analysing the containment of the power plant Biblis-B.

**Einleitung**

Ziel und Aufgabe der hier vorgestellten Studie ist die Entwicklung eines Konzeptes zur Bestimmung der Tragwerkszuverlässigkeit des Sicherheitseinschlusses (SE) bei Störfallbelastungen und äußeren Einwirkungen. Gleichzeitig sollte durch Anwendung des Konzeptes am Beispiel einer konkreten Anlage (s. Bild 1) die Durchführbarkeit gezeigt und Ergebnisse zur Diskussion gestellt werden können. Ausgehend von den Eintrittswahrscheinlichkeiten der zu erwartenden Lastfälle und unter Verwendung statistisch und physikalisch begründeter stochastischer Modelle waren deshalb die bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten für jeden einzelnen Lastfall, so zum Beispiel Kühlmittelverluststörfall, Erdbebenerregung, Flugzeugabsturz, externe Druckwelle zu bestimmen. Das Problem sollte unter Berücksichtigung des wirklichkeitsnahen stochastischen Festigkeits- bzw. Bruchverhaltens des Tragwerks behandelt werden. Anhand des durchgeführten Beispiels in quantitativer Form kann die Studie auch Aufschluß über die Wechselwirkung zwischen System- und Tragwerkszuverlässigkeit geben und nicht nur Absolutwerte von Versagenswahrscheinlichkeiten zur Diskussion stellen, sondern vor allem einflußreiche Belastungsarten und Versagenkriterien, einflußreiche Daten und Annahmen quantitativ vergleichbar machen. Die Quantifizierung der durch die einzelnen Lastfälle bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten eröffnet auch die Möglichkeit, unter Mitbetrachtung von Versagensfolgen den sich bei diesen Lastfällen jeweils ergebenden Risikobeitrag zu bestimmen.

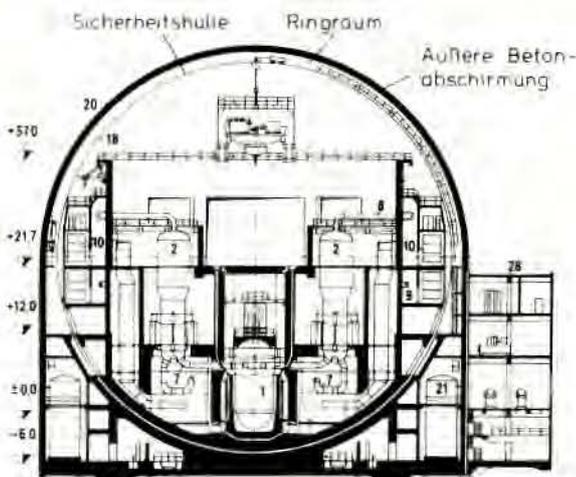
Übergeordnetes Ziel dieses Vorhabens ist es allerdings nicht, herkömmliche quantitative Sicherheitsbeurteilungen durch die Weiterentwicklung und Anwendung probabilistischer Methoden abzulösen, sondern Herkömmliches so zu ergänzen, daß die dabei offenen Fragen mehr und mehr gelöst werden.

**Methode der Zuverlässigkeitsbeurteilung**

**Zuverlässigkeitskonzept**

Für die quantitativen Sicherheitsbeurteilungen von Komponenten, Systemen oder Tragwerken und vor allem für Risikoanalysen großtechnischer Anlagen ist es erforderlich, die Zuverlässigkeit dieser verschiedenartigen technischen Einrichtungen zu ermitteln. Zur Analyse dieser Zuverlässigkeit wird entweder bei Vorliegen einer größeren Zahl von Ausfällen dieser technischen Einrichtung die Versagenswahrscheinlichkeit direkt aus den historischen Ausfalldaten ermittelt, oder es wird bei Komponenten und Tragwerken, deren Versagen bisher noch nicht beobachtet wurde, mit Hilfe eines Rechenmodells unter Zugrundelegung von bestimmten, ebenfalls beobachteten Daten, eine theoretische Vorhersage der Versagenswahrscheinlichkeit erarbeitet. Mit anderen Worten, die Komponenten oder Tragwerke werden in ihrem physikalischen Wirkgefüge soweit zerlegt, damit für bestimmte physikalische Verhaltensweisen beobachtete Daten in die Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeit Eingang finden können. In diesem Falle bildet dann das Rechenmodell das Wirkgefüge zwischen diesen beobachteten Daten und der zu ermittelnden Versagenswahrscheinlichkeit entsprechend nach.

Die Grundgesetze der herkömmlichen Zuverlässigkeitstheorie von Tragwerken wurden von A. M. Freudenthal [1] entwickelt. Sie basieren auf der Tatsache, daß Tragwerkslasten und Tragwerksfestigkeiten als Zufallsvariable betrachtet werden. Die Parameter dieser Variablen, die durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen beschrieben werden, können im allgemeinen durch Anpassung von theoretischen Verteilungen an vorhandenen Daten ermittelt werden. Unter Verwendung der Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen von Last  $f_S(S)$  und Festigkeit  $f_R(R)$  kann mit diesen Funktionen in Bereiche extrapoliert werden, für die keine Daten vorhanden sind.



- 1 Reaktor
- 2 Dampferzeuger
- 3 Hauptkühlmittelpumpe
- 4 Druckhalter
- 5 Druckhalter-Abblasetank
- 6 Druckspeicher
- 7 Hauptkühlmittelleitung
- 8 Frischdampfleitung
- 9 Speisewasserleitung
- 10 Umluftanlage
- 11 Brennelementbecken
- 12 Lager für neue Brennelemente
- 13 Lademaschine
- 14 Abstellbecken für Kerneinbauten
- 15 Abstellplatz für Druckbehälterdeckel
- 16 Armaturenraum
- 17 Schildkühlgebläse
- 18 Sicherheitshülle
- 19 Personenschleuse
- 20 Äußere Betonabschirmung
- 21 Flutbehälter
- 22 Kühlmittelspeicher
- 23 Kühlmittel-Verdampferanlage
- 24 heißes Labor
- 25 Wasch-, Dusch- und Umkleideräume
- 26 Deionatbehälter
- 27 Abluftkamin
- 28 Zwischentrakt

Bild 1: Schematische Darstellung des Sicherheitseinschlusses (SE) des Kernkraftwerks Biblis-B

Bekanntlich enthält der Vorgang der Konstruktion, der Dimensionierung, der Bau und der Betrieb des Tragwerks Vorhersagen von zu erwartenden Belastungen und Zuständen des Tragwerks in Form von Annahmen und Bestimmungen für die Berechnung, Bemessung und den Betrieb. Solche Vorhersagen sind mit charakteristischen Unsicherheiten behaftet, zum Beispiel mit

- Unsicherheiten in bezug auf die Einsatzbedingungen,
- Unsicherheiten in bezug auf das funktionelle Modell der Konstruktion und der Berechnungsverfahren,
- Unsicherheiten bedingt durch die Zufallsschwankungen der Belastungen und der Tragfähigkeit,
- Unsicherheiten der baulichen Ausführung im Zusammenhang mit der Qualitätssicherung.

Solche Unsicherheiten sind weitgehend statistischer Natur und können mit Hilfe wahrscheinlichkeitstheoretischer Methoden mathematisch behandelt werden, vorausgesetzt, daß es möglich ist, ein wahrscheinlichkeitstheoretisches Modell der maßgebenden Vorgänge zu entwickeln, mit dem dann die Versagenswahrscheinlichkeit des Tragwerks quantitativ ermittelt werden kann. Ebenso wie die praktische Bedeutung jeder sicherheitstechnischen Berechnung davon abhängt, wie gut das „funktionale Modell“ die Wirklichkeit darstellt, so hängt die praktische Bedeutung der Zuverlässigkeitsanalyse davon ab, wie gut das „wahrscheinlichkeitstheoretische Modell“ die Wirklichkeit der statistischen Unsicherheiten rekonstruiert.

### Zusammenhang zwischen Versagenswahrscheinlichkeit und Sicherheitsfaktor

Im allgemeinen wird das Verhältnis von Festigkeit  $R$  und Last  $S$ , zum Beispiel der Sicherheitsfaktor  $\nu = R/S$ , als Maß für die Sicherheit verwendet. Wenn sowohl  $R$  als auch  $S$  positiv und stochastisch unabhängig angenommen werden, ist  $\nu$  einfach zu berechnen und kann mit der Versagenswahrscheinlichkeit  $p_f$  in funktionalem Zusammenhang gebracht werden. Die Versagenswahrscheinlichkeit wird durch  $p_f = P(\nu \leq 1)$  definiert (siehe Bild 2). In diesem Bild ist auch qualitativ das Verhältnis zwischen Auslegungsdruck  $S_q$  und Bemessungsfestigkeit  $R_p$  der deterministischen Auslegung dargestellt. Daraus ist klar ersichtlich, daß die Parameter Last und Festigkeit eine Wahrscheinlichkeit des Über- bzw. Unterschreitens aufweisen, deren Größe in der herkömmlichen Bemessung nicht quantifiziert wird. Mit der hier diskutierten Methode kann diese Quantifizierung auf Grund zusätzlicher statistischer Informationen über alle relevanten Parameter vorgenommen werden.

Über die Dichtefunktion  $f_S(x)$  der Last  $S$  und die Verteilungsfunktion  $F_R(x)$  der Festigkeit  $R$  kann die Versagenswahrscheinlichkeit durch das Faltungsintegral

$$p_f = F_\nu(1) = P(R \leq S) = \int_0^\infty F_R(x) \cdot f_S(x) dx \quad (1)$$

ausgedrückt werden. Dieses Integral kann für gegebene Verteilungen von  $R$  und  $S$  numerisch berechnet werden. Als Beispiel gilt dazu Bild 3 [2]. Wie aus dieser Abbildung zu ersehen ist, würde unter Zugrundelegung von lognormal verteilten Lasten bzw. Festigkeiten ein Sicherheitsfaktor von zum Beispiel 1,5 einer Versagenswahrscheinlichkeit von  $p_f = 10^{-3}$  entsprechen. Diese Aussage gilt für Variationskoeffizienten  $v_S = 0,1$  und  $v_R = 0,1$  für die Lasten bzw. Festigkeiten.

Der Parameter  $p_f$  drückt die Versagenswahrscheinlichkeit eines Tragwerkes unter einer einzelnen Lastaufbringung aus. Da die Überlebenswahrscheinlichkeit eines Tragwerkes als Funktion der Zeit ausgedrückt wird, kann man sie auch als Zuverlässigkeitsfunktion [1] bezeichnen. Sie wird durch  $Z_L(t) = P(L > t)$  definiert, wobei die Lebensdauer  $L$  eine Zufallsvariable ist.

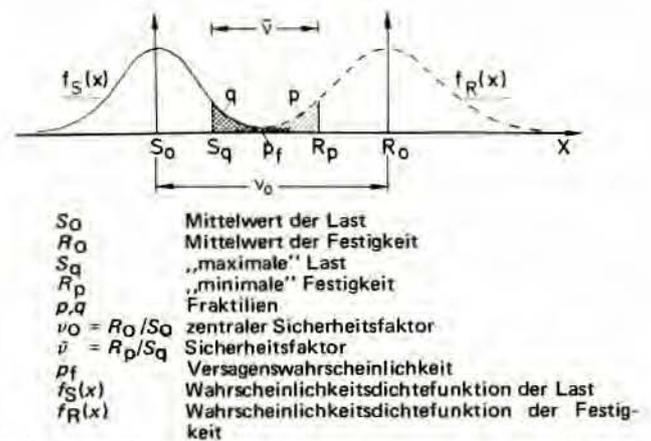


Bild 2: Darstellung der Versagenswahrscheinlichkeit und des Sicherheitsfaktors

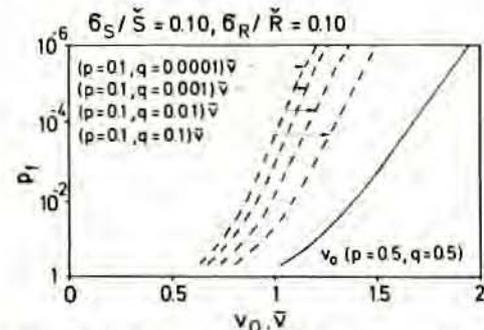


Bild 3: Verteilungsfunktion von  $\nu$  mit lognormalen Verteilungen von  $R$  und  $S$  nach [2]

Die Wahrscheinlichkeit des Versagens  $F_L(t)$  im Zeitintervall  $(0, t)$  ist dann:

$$F_L(t) = 1 - Z_L(t) = P(L \leq t) \quad (2)$$

und kann ausgedrückt werden durch

$$F_L(t) = 1 - \left[ \int_0^\infty \sum_{r=0}^\infty p_r(t) \{F_S(x)\}^r \cdot f_R(x) dx \right] \quad (3)$$

worin  $p_r(t)$  die Eintrittshäufigkeit einer Belastung darstellt, die durch einen geeigneten stochastischen Prozeß beschrieben wird. Die in der oben verwendeten Gleichung (3) dargestellte Versagenswahrscheinlichkeit bezieht sich auf eine geplante Nutzungsdauer des Sicherheitsbehälters von zum Beispiel 30 Jahren. Die Aufgabe der Tragwerkszuverlässigkeitsanalyse ist nun die wirklichkeitsnahe Bestimmung der Parameter in Gleichung (3), das heißt im einzelnen die Ermittlung

- der Eintrittswahrscheinlichkeit eines speziellen Ereignisses,
- der Intensitätsverteilung der aus diesem Ereignis resultierenden Belastungen und
- der Wahrscheinlichkeitsverteilung der für diese Ereignisse relevanten Materialeigenschaften.

### Durchführung der Studie

#### Allgemeines

Die im vorigen Abschnitt entwickelten theoretischen Überlegungen werden nun auf das in Bild 1 schematisch dargestellte Tragwerk angewandt. Es handelt sich hierbei um den Sicherheitseinschluß (SE) des Kernkraftwerks Biblis-B. Der SE besteht aus einem 29 mm dicken, aus Stahl hergestellten kugelförmigen Sicherheitsbehälter (SB), der von der 1,0 m dicken

Stahlbetonabschirmung durch einen 1,60 m breiten Ringraum getrennt ist. Im Hinblick auf die Funktion des SE sei bemerkt, daß im Falle eines Störfalles der dichte Sicherheitsbehälter die Aufgabe hat, das Entweichen von radioaktiven Spaltprodukten zu verhindern. Er muß daher den Folgen innerer Störfälle sowie der äußeren Einwirkung Erdbeben standhalten. Die äußere Stahlbetonabschirmung dient dazu, neben der Abschirmung von  $\gamma$ -Direktstrahlung bei Störfällen den Sicherheitsbehälter sowie die in ihr enthaltenen Anlagenteile gegen äußere Einwirkungen zu schützen, wie zum Beispiel gegen Flugzeugabsturz und Druckwelle. Auch dieser Teil des SE muß dem Lastfall Erdbeben standhalten. Wie aus den folgenden Ausführungen ersichtlich, ist die Funktion der einzelnen Teile des SE besonders im Hinblick auf die zu treffende Definition des Versagenskriteriums von besonderer Wichtigkeit. Die Beschreibung der probabilistischen Eigenschaften der verschiedenen Einwirkungen sowie der Tragwerksfestigkeiten in Form von Häufigkeits- bzw. Intensitätsverteilungen ist die vornehmliche Aufgabe dieses Abschnittes.

Ermittlung der Häufigkeits- und Intensitätsverteilungen der inneren und äußeren Belastungen

#### Innere Belastungen

Bekanntlich ist beim Druckwasserreaktor innerhalb des Sicherheitsbehälters der sogenannte Primärkreislauf untergebracht. Störungen an diesem Primärkreislauf, die mit einem Ausströmen des Kühlmittels in den SB verbunden sind, können zu einem Druck- und Temperaturaufbau innerhalb des SB führen. Die Intensität und Häufigkeit dieses Druckaufbaus innerhalb des SB sind mit Hilfe von Systemanalysen zu ermitteln, wobei die Versagensart des Primärsystems und auch die Wirkungs- bzw. Funktionsweise der Sicherheitssysteme entsprechend zu berücksichtigen sind. Zur Ermittlung anderer und gegebenenfalls örtlicher Belastungsarten des SB sind sinngemäß die Versagensarten anderer im SB befindlicher Systeme zu analysieren. Eine detaillierte Beschreibung der durch den Kühlmittelverluststörfall (KMV) hervorgerufenen Belastungsbedingungen ist im Abschnitt „Detaillierte Analyse“ gegeben.

#### Äußere Einwirkungen

##### 1. Erdbeben

Ein wichtiges Naturereignis, gegen das der SE eines Druckwasserreaktors auszulegen ist, stellt das Erdbeben dar. Die Ortsabhängigkeit dieses Einwirkungstyps wird durch eine Anzahl von Faktoren im Hinblick auf die Geologie sowie der lokalen Bodenverhältnisse ausgedrückt. Die aus Erdbeben resultierenden Lasten wirken auf das Tragwerk in Form von horizontalen und vertikalen Bewegungen, zum Beispiel hervorgerufen durch diesbezügliche Beschleunigungen des Bodens.

Die Auftretenshäufigkeit bzw. -wahrscheinlichkeit extremer Ereignisse, wie es zum Beispiel das Erdbeben darstellt, kann, wie bereits im Abschnitt „Methode der Zuverlässigkeitsbeurteilung“ erwähnt, mit Hilfe geeigneter stochastischer Prozesse

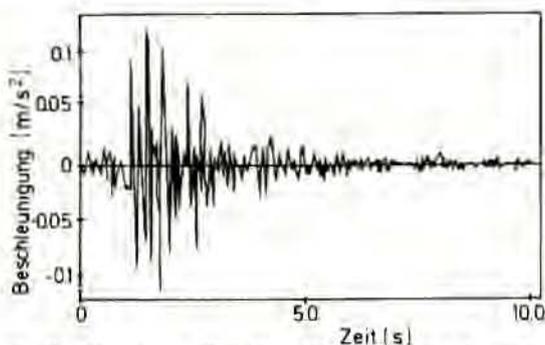


Bild 4: Beschleunigungs-Zeit-Verlauf des „Golden Gate“-Erdbebens nach [4]

vorhergesagt werden. In [3] wurde bereits gezeigt, daß die Ereignisse, die mit extrem hohen Lasten verbunden sind – sogenannte seltene Ereignisse –, vorteilhafterweise mit dem Poissonprozeß modelliert werden. Dieser Einparameterprozeß lautet:

$$p_r(t) = \frac{\exp[-\mu t] \cdot \mu t^r}{r!} \quad (4)$$

worin  $\mu$  die mittlere Auftretensrate bedeutet. Die statistische Schätzung dieses Parameters erfolgt mit Hilfe historischer Daten bzw. Aufzeichnungen. Zur Beschreibung der in Gleichung (3) benötigten Belastungsintensität  $F_S(x)$  werden die sogenannten Erdbebenschriebe herangezogen. Dies sind im allgemeinen Kurven, in denen die während eines Erdbebens auftretenden Bodenbeschleunigungen als Funktion der Zeit aufgetragen sind. Die bisher vorliegenden Schriebe werden als Stichproben der probabilistischen Grundgesamtheit betrachtet. Zur Erhöhung der Aussagekraft werden auch zusätzlich vergleichbare Schriebe simuliert, um die Anzahl der Stichproben zu erhöhen. Es sei hierbei bemerkt, daß die Amplituden und Frequenzzusammensetzung der Bodenbewegung einen signifikanten Einfluß auf die Tragwerksreaktion hat. Ein typischer Erdbebenschrieb, der auch für die Breiten der Bundesrepublik als Annahme dienen kann, wird in Bild 4 [4] gezeigt. Dieser Zeitverlauf kann nun – je nach der angewandten Methode – in seinen Amplituden skaliert als Grundlage für Simulationsrechnungen verwendet werden. Es sei hierbei bemerkt, daß man bei Annahme von Stationarität und Ergodizität durchwegs auch statistischer Aussagen mit Hilfe eines Zeitschriebes machen kann, der auf Grund dieser Annahmen dann als repräsentativ für die Grundgesamtheit betrachtet wird. Für die maximalen Beschleunigungsamplituden können allgemein Gumbelverteilungen angenommen werden [5]. Die dynamische Tragwerksanalyse kann entweder im Zeit- oder Frequenzbereich durchgeführt werden. Hierbei sei auf die dämpfende Eigenschaft des Bodens im Hinblick auf die Wechselwirkung zwischen Tragwerk und Grund und deren Einfluß auf die resultierende Versagenswahrscheinlichkeit hingewiesen. Die numerischen Ergebnisse der Analyse unter den oben genannten Annahmen werden in Tafel 1 gezeigt. Dabei wurde die Häufigkeit, mit der in der Umgebung des Standorts Bilibis ein Erdbeben mit einer bestimmten Intensität zu erwarten ist, aus [6] entnommen. Abschließend sei noch erwähnt, daß die Antwortspektrenmethode nicht zu den gewünschten statistischen Aussagen führt.

##### 2. Flugzeugabsturz

Im Unterschied zum Naturereignis Erdbeben handelt es sich hier um eine zivilisationsbedingte Gefährdung. Wird die Möglichkeit der Sabotage nicht miteinbezogen, muß auch dieses Ereignis mit Hilfe probabilistischer Methoden behandelt werden. Die lokale Auftretenshäufigkeit dieses Ereignisses hängt streng genommen unter anderem von den Flugrouten sowie vom Abstand zwischen Standort des Kernkraftwerkes und nächstliegendem Flughafen sowie von der Verkehrsdichte ab. In der vorliegenden Studie werden jedoch die in [7] dokumentierten ortsunabhängigen Daten verwendet. Unter der Annahme, daß die Maximalwerte der Lasten seltene Ereignisse sind, wird als stochastisches Vorhersagemodell der Poissonprozeß (Gleichung (4)) herangezogen.

In der Bundesrepublik wird als Bemessungsgrundlage für den SE der in den RSK-Leitlinien aufgezeigte Kraft-Zeit-Verlauf verwendet [8]. Für eine Flugzeugmasse von 20 t wird dabei eine Aufprallgeschwindigkeit von 215 m/s angenommen. Der Zeitverlauf des Flugzeugaufpralls ist in Bild 5 gezeigt [9].

Dieser Kraft-Zeit-Verlauf muß jedoch als repräsentative Mittelwertfunktion einer Reihe von Stichprobenfunktionen angesehen werden. So können zum Beispiel der Einschlagwinkel, die Aufprallgeschwindigkeit sowie die Masse des Flug-

Tafel 1: Von äußeren Einwirkungen herrührende Versagenswahrscheinlichkeiten des SE

Belastungsart	Tragwerkskomponente		Versagensbedingung	$p_{fi} = \int_{-\infty}^{\infty} F_R(x) f_S(x) dx$	Mittlere Auftretenshäufigkeit $\mu$ (a <sup>-1</sup> )	$F_L(t)^3$
Flugzeugabsturz	Stahlbetonabschirmung		globales Fließen	$8,2 \cdot 10^{-3}$	$10^{-6}$	$2,5 \cdot 10^{-7}$
			lokales Fließen	$2 \cdot 10^{-2}$	$10^{-6}$	$6 \cdot 10^{-7}$
Externe Druckwelle	Stahlbetonabschirmung		globales Fließen	$< 10^{-8}$	$10^{-6}$	$< 10^{-6}$
Erdbebenbelastung	Stahlbetonabschirmung	EC <sup>1</sup> /Fels	Fließen	$3 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$< 10^{-8}$
		GG <sup>2</sup> /Fels	Fließen	$< 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$< 10^{-8}$
		EC/Boden	Fließen	$< 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$< 10^{-8}$
		GG/Boden	Fließen	$< 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$< 10^{-8}$
	Stahlhülle	EC/Fels	Fließen	$< 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$< 10^{-8}$
		GG/Fels	Fließen	$< 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$< 10^{-8}$
		EC/Boden	Fließen	$< 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$< 10^{-8}$
		GG/Boden	Fließen	$< 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$< 10^{-8}$

1) „El Centro“-Schrieb; 2) „Golden Gate“-Schrieb; 3) Betriebsdauer  $L = 30$  Jahre

zeugs streuen, was jeweils einen unterschiedlichen Zeitverlauf bewirkt. Zusätzlich ist auch zwischen den einzelnen Flugzeugtypen zu unterscheiden. Der Absturz zum Beispiel einer „Phantom“ ist so betrachtet eine aus den möglichen Fällen herausgenommene Stichprobe, von der man annimmt, daß die Auswirkungen in einem extrem hohen Bereich liegen. Es wurde daher der Variationskoeffizient der in Bild 5 aufgezeigten Streuung mit 0,15 angesetzt und die Lastintensität mit einer Gumbelverteilung modelliert. Auf die Ergebnisse der Analyse in Form von Versagenswahrscheinlichkeiten für den globalen bzw. lokalen Bereich wird auf Tafel 1 verwiesen.

### 3. Externe Explosion

Als dritter äußerer Einwirkungstyp ist die zivilisationsbedingte Gefährdung in Form einer möglichen chemischen Explosion in der Nähe eines Kernkraftwerkes in ihrer Auswirkung auf den SE zu berücksichtigen. Eine solche Gefährdung hängt von den möglichen Explosionsherden bzw. deren Abstand zum Druckwerksstandort ab. Als Druck-Zeit-Verlauf für eine chemische Explosion in Form einer Gasdeflagration wird aus [10] das in Bild 6 dargestellte Belastungsdiagramm verwendet (siehe auch RSK-Leitlinien und BMI-Richtlinien). Auch hier müssen die Eingangsparameter wie Abstand des Explosionsherdes, Explosionsmenge und -richtung als streuende Größen betrachtet werden. Die sich daraus ergebenden Druckschwankungen werden mit einem Variationskoeffizienten von 0,10 und einer Gumbelverteilung der Lastintensität in Ansatz gebracht. Der in Bild 6 dargestellte Druck-Zeit-Verlauf wird als Mittelwertfunktion aufgefaßt. Die zu erwartende mittlere Auftretensrate ist sicherlich standortabhängig und wird im Bereich der Abschätzung für die Auftretenshäufigkeit des Flugzeugabsturzes angesetzt. Es sei vielleicht hier vorweggenommen, daß dieser Lastfall im Vergleich zu den voran besprochenen Einwirkungen vernachlässigbar kleine Versagenswahrscheinlichkeiten hervorruft.

### Ermittlung der Festigkeitsverteilungen

Die wirklichkeitsnahe Erfassung der Werkstoffeigenschaften, besonders im Hinblick auf die Modellierung ihrer streuenden Eigenschaften, hat einen bedeutenden Einfluß auf die resultierenden Versagenswahrscheinlichkeiten. Im Rahmen dieser Studie müßten die Eigenschaften der Werkstoffe Stahl, Betonstahl und Beton, teilweise auch für unterschiedliche Belastungsgeschwindigkeiten, untersucht werden. Vor allem steht hier die Ermittlung des Einflusses der Festigkeitserhöhung bei Impaktbelastung – wie sie beim Lastfall Flugzeugabsturz auftritt – im Mittelpunkt der Untersuchungen. Im Rahmen

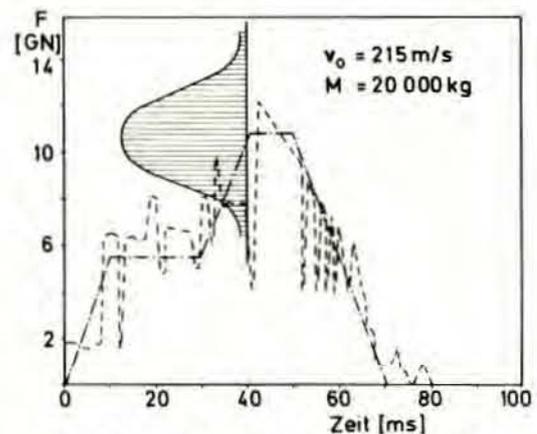


Bild 5: Kraft-Zeit-Verlauf aus Flugzeugabsturz nach [9]

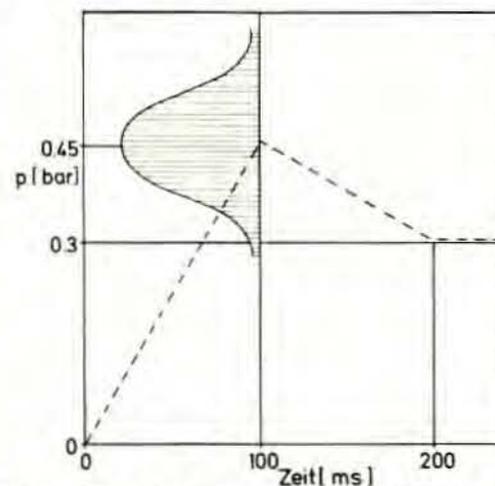


Bild 6: Druck-Zeit-Verlauf für externe Druckwelle (Deflagration) nach [10]

der hier gemachten Ausführungen würde es jedoch zu weit führen, die physikalischen Hintergründe der Abhängigkeit der Statistik der Betoneigenschaften von der Belastungsgeschwindigkeit zu erörtern [11]. Einige der wichtigsten Ergebnisse sollen jedoch im folgenden diskutiert werden. So wurde zum Beispiel festgestellt, daß die dynamische Überhöhung, das heißt die Anhebung des Mittelwertes bei etwa 30 % liegt. Der

Variationskoeffizient der Festigkeit ist jedoch von der Belastungsgeschwindigkeit unabhängig, der Wert bleibt bei 15 %. Mit anderen Worten, die Streuung, das heißt die Standardabweichung nimmt zu. Der direkte Einfluß, der sich trotz Erhöhung des Mittelwertes in einer Erhöhung der resultierenden Versagenswahrscheinlichkeit ausdrückt, ist aus Gleichung (1) bzw. Bild 2 leicht zu ersehen.

Der Betonstahl, dessen Variationskoeffizient der Streckgrenze mit 0,06 angesetzt wurde, zeigt eine Erhöhung der Festigkeitswerte von nur wenigen Prozent, deren Auswirkungen in guter Näherung vernachlässigt werden können. Es sei noch erwähnt, daß die Belastungsgeschwindigkeit bei Impaktbelastung in der Größenordnung von  $10^5 \text{ N/cm}^2 \text{ s}$  liegt. Für den SE von Biblis-B wurde ein Beton von der Güte Bn 250 und ein Betonstahl BST 42/50 verwendet. Der Bewehrungsprozentsatz beträgt 1 %. Die Verteilungen der Schnittgrößen, die aus den Streuungen der Eingangsparameter resultieren, wurden nach dem in [12] dokumentierten Verfahren berechnet. Daraus ergibt sich ein Variationskoeffizient des aufnehmbaren Biegemoments des Stahlbetonquerschnittes von 0,10. Dies gilt sowohl für das lokale als auch für das globale Biegemoment. Für beide Schnittgrößen zeigt die Weibullverteilung die beste statistische Anpassung.

Schließlich sei noch auf die Werkstoffeigenschaften des Stahls des Sicherheitsbehälters Bezug genommen. Zu diesem Zweck muß man sich vorerst die möglichen Versagensarten des kugelartigen Tragwerks vor Augen halten. Versagen des SB könnte einerseits durch Überschreiten der Fließfestigkeit und andererseits durch Sprödbbruch erfolgen.

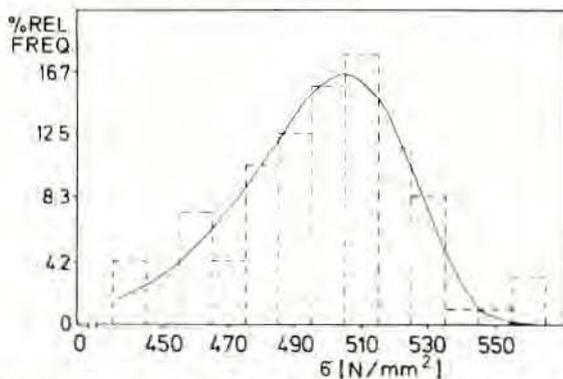


Bild 7: Anpassung der Weibullverteilung an Streckgrenze des Stahls FG 47 WS bei 135 °C

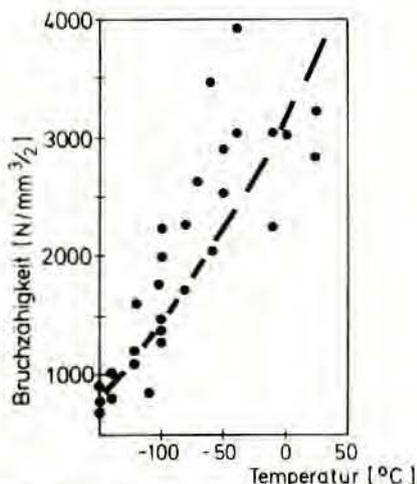


Bild 8: Bruchzähigkeit von Feinkornbaustahl als Funktion der Temperatur nach [13]

Zur Analyse der ersten Versagensart wird die statistische Information der Streckgrenze benötigt. Die an die vorhandenen Materialdaten der Streckgrenze [13] des für Biblis-B verwendeten Feinkornstahls FG 47 WS angepaßte Weibullverteilung (siehe Bild 7) zeigt sehr gute statistische Anpassungswerte. Der Variationskoeffizient liegt bei 0,05, der Mittelwert bei  $490 \text{ N/mm}^2$ .

Im Falle der Analyse des Sprödbrechtes muß die diesbezügliche statistische Information über die Werte der Bruchzähigkeit ( $K_{Ic}$ ) ermittelt werden. Auswertungen der in Bild 8 gezeigten Daten ergaben für die beim KMW-Störfall relevanten Temperaturen für  $K_{Ic}$  einen Mittelwert von  $3480 \text{ N/mm}^{3/2}$  und einen Variationskoeffizienten von 0,10. Auch dieser Parameter wurde mit Weibullverteilung in die weitere Rechnung eingeführt.

### Detaillierte Analyse am Beispiel des Kühlmittelverluststörfalles

#### Allgemeines

Zur genaueren Detaillierung der Vorgehensweise in der hier vorgestellten Studie wird der Lastfall „Kühlmittelverluststörfall“ herausgegriffen und in diesem Abschnitt behandelt. Damit ist es auch möglich, die enge Wechselwirkung zwischen Tragwerks- und Systemzuverlässigkeit aufzuzeigen. Es ist ja zu sehen, daß bei den Lastfällen, bei denen ein komplexes verfahrenstechnisches System nur im Versagensfalle Lasten für das Tragwerk erzeugt, die Versagenswahrscheinlichkeit dieses Tragwerks von der Art des Versagens des Systems, der zugehörigen Wahrscheinlichkeiten und der statistischen Streuungen der systembedingten Lasten abhängig ist.

#### Systemanalyse

##### Methode

Zur Behandlung und Beschreibung komplexer Reaktionen eines Systems auf ein auslösendes Ereignis dient die Systemanalyse mit Störfallablauf- und Zuverlässigkeitsanalysen. Die Störfallablaufanalyse ermittelt die Bedingungen, unter denen ein sogenanntes auslösendes Ereignis über bestimmte Folgeereignisse zu bestimmten Konsequenzen führt und stellt diese in übersichtlicher Weise im Störfallablaufdiagramm dar. Die Störfallablaufanalyse betrachtet dabei nur diskrete konservative Zustände, also zum Beispiel nur Versagen oder Funktion einer Pumpe, ohne alle möglichen Fördermengen von 0 bis 100 Prozent zu berücksichtigen.

Das Störfallablaufdiagramm enthält zunächst eine rein qualitative Beschreibung des möglichen Geschehens nach einem auslösenden Ereignis. Zur quantitativen Analyse der Ereignisse ist noch eine Durchrechnung der physikalischen Größen eines jeden Störfallablaufs und eine Ermittlung der Häufigkeiten der einzelnen Störfallauswirkungen innerhalb eines betrachteten Zeitintervalls nötig.

Neben diesem diskreten Verhalten eines Systems, wie es im Störfallablaufdiagramm beschrieben wird, sind jedoch häufig noch stetige Veränderungen von Systemgrößen beobachtbar, die sich zu diskreten überlagern. Diese Streuungen einer Ausgangsgröße eines Systems bei einem diskreten Ereignisablauf resultieren aus den meist statistischen Abweichungen von Eingangsparametern. Sie werden mit der Fehleranalyse erfaßt.

Für eine Fehleranalyse zur Ermittlung einer Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion bzw. der Unsicherheit der Ausgangsgröße einer Funktion aus den statistischen Daten der Eingangsgröße stehen folgende Methoden zur Verfügung [14]:

- Errechnen der oberen und unteren Grenzwerte,
- Parameterstudien,
- lineare und nichtlineare Fehlerfortpflanzung,

- Bestimmung der Antwortfunktion,
- Anpassung von Momenten,
- vollständige Kombination von Parameterklassen,
- Monte-Carlo-Simulationsmethode.

Die heute allgemein angewandten Methoden der Abklärung des Einflusses von Unsicherheiten der Eingabegrößen auf das Ergebnis eines funktionalen Zusammenhangs sind die Errechnung von oberen und unteren Grenzwerten und Parameterstudien. Die beiden allgemein bekannten Methoden können jedoch nur für erste Abschätzungen des Einflusses von Parameterschwankungen verwendet werden, da sie nur die Grenzen des Funktionswertes ohne Anhalt über die Auftretenswahrscheinlichkeit der Parameterschwankungen liefern.

Die Monte-Carlo-Methode ist ein sehr allgemein anwendbares Verfahren zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion. Sie ist immer anwendbar, wenn die Verteilungen und Abhängigkeiten der Eingangsparameter bekannt sind. Bei dieser Methode werden für die Eingabegrößen entsprechend ihrer Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen zufällige Werte  $T = f(X_1, X_2, \dots, X_n)$  durchgerechnet.

Das Ergebnis eines Rechenlaufes mit diesen Eingabewerten ist selbst wieder zufällig. Führt man eine Reihe dieser Rechnungen mit zufällig gewählten Eingangswerten  $X_i$  durch, so erhält man eine Häufigkeitsverteilung für die Werte  $T$ , mit der man auf die echte Verteilung der Ausgangsgröße  $T$  schließen kann. Für die praktische Durchführung dieser Methode stehen Rechenprogramme wie zum Beispiel das Programm STREUSL [15] zur Verfügung.

Wegen der Einfachheit der Methode wurde zunächst zur Bestimmung der Streuungen der Weg der linearen Fehlerfortpflanzung gewählt. Dazu war die Taylorreihe mit ihren linearen Gliedern als Näherungsfunktion des Maximaldruckes in der Umgebung seines Erwartungswertes aufzustellen. Dazu wurde zunächst ein Referenzlauf des Rechenprogrammes ZOCO IV/2, [16] mit den Erwartungswerten der Einflußgrößen durchgeführt. In weiteren Rechenläufen wurde dann jeweils ein Parameter um einen Betrag verändert, der einer

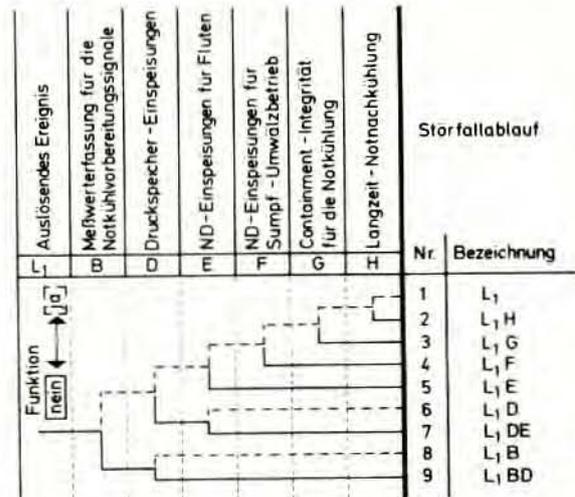


Bild 9: Störfallablaufdiagramm für einen Kühlmittelverluststörfall „großes Leck“

geschätzten doppelten Standardabweichung entsprach, und die resultierende Veränderung des Maximaldruckes beobachtet.

Aus den Unterschieden dieser Rechenergebnisse zu dem des Referenzlaufes wurde dann der auf die prozentuale Abweichung des Parameters bezogene Differenzenquotient ermittelt, der für den Differentialquotienten in die Taylorreihe eingesetzt wurde. Nach Ermittlung der statistischen Daten der Parameter (siehe Tafel 2) konnte damit der Einfluß der Streuungen einzelner Parameter und deren Gesamtheit bestimmt werden. Die statistischen Maßzahlen des größten Überdrucks im Sicherheitsbehälter nach einem großen Kühlmittelverluststörfall betragen somit:

Erwartungswert 3,6 bar Überdruck  
Standardabweichung 0,3 bar.

Tafel 2: Ableitungen  $a_i$  des Druckes nach den Parametern  $x_i$ , Standardabweichung der Parameter  $\sigma_{x_i}$  und Druckdifferenz bei Standardabweichung des Parameters  $a_i \cdot \sigma_{x_i}$

Parameter	$a_i$ [bar/%]	$\sigma_{x_i}$ [%]	$\Delta p_i$ [bar]
Volumen des Sicherheitsbehälters (SB)	$-3,2 \cdot 10^{-2}$	1	0,03
Masse des Primärkreises	$3,0 \cdot 10^{-2}$	1	0,03
spezifische Enthalpie des Primärkreiskühlmittels	$5,0 \cdot 10^{-2}$	4,5	0,22
Blowdownzeit	$-1,7 \cdot 10^{-3}$	13	0,02
Wärmeübergangskoeffizient	$-1,8 \cdot 10^{-3}$	50	0,09
Dicke der Lackschicht	$5,0 \cdot 10^{-3}$	30	0,15
Wärmeleitfähigkeit des Lackanstrichs	$-6,1 \cdot 10^{-4}$	20	0,01
spezifische Wärmekapazität des Lackanstrichs	$-1,5 \cdot 10^{-5}$	16	0,00
spezifische Wärmekapazität			
Beton	$-2,7 \cdot 10^{-4}$	22	0,01
Stahl	$-1,1 \cdot 10^{-3}$	12	0,01
Wärmeleitfähigkeit			
Beton	$-2,9 \cdot 10^{-4}$	15	0,00
Stahl	$-6,7 \cdot 10^{-5}$	10	0,00
Oberfläche der wärmeaufnehmenden Strukturen	$-3,9 \cdot 10^{-3}$	5	0,02
Dicke der wärmeaufnehmenden Strukturen	$-2,0 \cdot 10^{-2}$ (bar/mm)	0,5 mm	0,01
Anfangstemperatur im SB	$7,4 \cdot 10^{-4}$	5	0,00
Luftfeuchtigkeit im SB	$-6,5 \cdot 10^{-5}$	20	0,00
Gaskonstante, spezifische Wärmekapazität			
Luft	0,0	—	0,00
Dampf	0,0	—	0,00
Rechenmodell	$3,6 \cdot 10^{-2}$	2,5	0,09

Die Temperatur des Stahls des Sicherheitsbehälters wurde mit 70 °C konservativ als Temperatur der Randschicht angenommen. Die Streuungen der Stahltemperatur wurden vorerst nicht betrachtet, da die Festigkeitswerte des Stahls bei diesen geringen Temperaturdifferenzen nur unwesentlich schwanken.

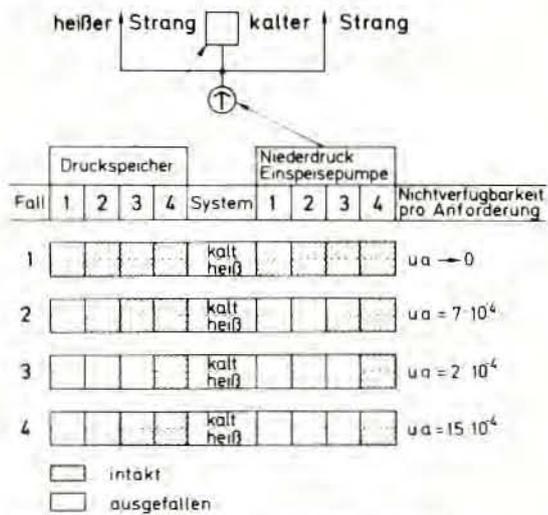


Bild 10: Einspeisekonfigurationen beim „großen Leck“

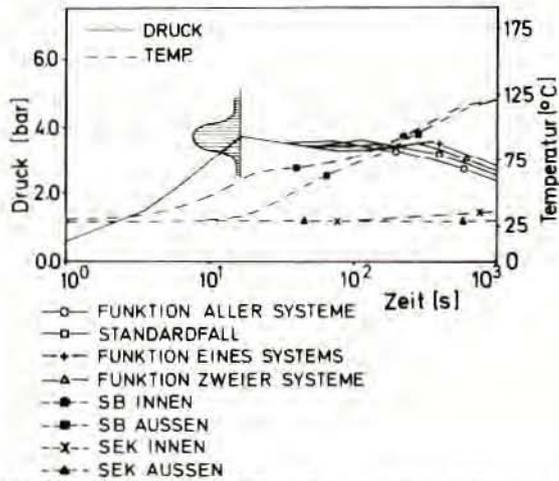


Bild 11: Überdruck und Temperatur im Sicherheitsbehälter bei Ausfall verschiedener Flutsysteme

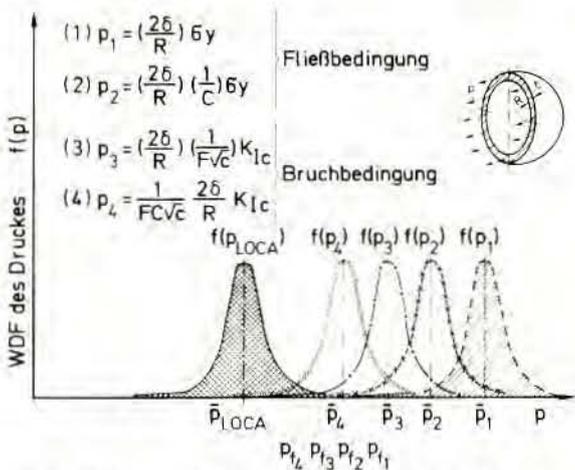


Bild 12: Versagensbedingungen des Sicherheitsbehälters

In der Weiterführung der Studie wird obige lineare Fehlerfortpflanzung durch eine Monte-Carlo-Simulation ersetzt und die Temperatur des Sicherheitsbehälters ebenfalls als Zufallsvariable behandelt.

**Berechnung der Intensitätsverteilung der Belastung**

Für den Druckaufbau im Sicherheitsbehälter war zunächst der relevante Ereignisablaufplan zu erstellen (siehe Bild 9). Die Systeme, mit denen das Notkühlsystem auf einen großen Kühlmittelverluststörfall ( $F > 1000 \text{ cm}^2$ ) reagiert, sind vier Druckspeichersysteme, vier Niederdruckeinspeisesysteme und vier Sumpfwälzsysteme, die alle je eine „heiße“ und eine „kalte“ Einspeisung in den Primärkreislauf aufweisen.

Bei Ausschluß der Störfälle mit möglichem Kernschmelzen ergäben sich damit noch immer 1080 Einspeisekonfigurationen.

Die berechneten Einspeisefälle sind (Bild 10):

- (a) Funktion aller Systeme,
- (b) Funktion 2 kalte und 3 heiße Druckspeichereinspeisungen und 1 kalte und 2 heiße Niederdruckeinspeisungen (Auslegungsstörfall),
- (c) Funktion 1 kalte und 1 heiße Druckspeichereinspeisung und 1 kalte und 1 heiße Niederdruckeinspeisung,
- (d) Funktion 1 kalte und 2 heiße Druckspeichereinspeisungen und 0 kalte und 1 heiße Niederdruckeinspeisung.

Die sich bei diesen Einspeisekonfigurationen ergebenden Druck- und Temperaturverläufe im Sicherheitsbehälter sind in Bild 11 dargestellt. Wie Bild 11 zeigt, liegen die relativen Druckmaxima der Flutphase alle unter dem Druckmaximum der Blowdown-Phase. Die zugehörigen Nichtverfügbarkeiten sind aus einer Abschätzung in Bild 10 eingetragen. Da bei diesem Leckfall das Druckmaximum bei Blowdown-Ende vor den Notkühlsystemen nicht beeinflusst wird, galt es beim Druckmaximum die Streuung des Druckes im Sicherheitsbehälter über eine Fehlerrechnung zu bestimmen.

**Versagenskriterien des Sicherheitsbehälters unter Innendruckbelastung**

**Allgemeines**

Bei Innendruckbelastung kann sich die Analyse auf zwei voneinander unabhängige Versagenskriterien beschränken. Diese sind zum einen das Grenzlast- oder Fließkriterium und zum anderen das Bruchkriterium. Im Hinblick auf die durchzuführende Analyse des Global- und Lokalversagens erweist es sich als notwendig, die Diskussion für die ungestörte sowie für den, infolge Durchführungen der Rohrleitungen und Schleusen, gestörten SB durchzuführen.

**Fließbedingung**

Betrachtet man eine Kugelschale und setzt ideal homogenes Werkstoffverhalten voraus, so kann man – unter Berücksichtigung des dreiachsigen Spannungszustandes und mit Hilfe der von Mises Fließbedingung – den Druck  $p_1$ , bei dem die Fließgrenze im ganzen System erreicht wird, wie folgt ausdrücken (siehe Bild 12):

$$p_1 = \left(\frac{2\delta}{R}\right) \sigma_y \tag{5}$$

In obiger Gleichung bedeutet  $\delta$  die Wanddicke und  $R$  den Radius des SB,  $\sigma_y$  die Fließgrenze. Es sei hierzu bemerkt, daß diese angegebene Druckgrenze als Instabilitätsgrenze angesehen werden muß. Berücksichtigt man die im Abschnitt „Ermittlung der Festigkeitsverteilungen“ diskutierten Streuun-

gen der Fließfestigkeit des Stahls, ergibt sich dieser Druck als Zufallsvariable. Die Gegenüberstellung zwischen der aus dem Kühlmittelverlust im Abschnitt „Systemanalyse“ errechneten Druckverteilung und der vom Tragwerk gerade noch aufnehmbaren Druckverteilung ist in Bild 12 dargestellt. Da, wie bereits erwähnt, in den SB Schleusen und Kabeldurchführungen eingebaut sind, treten im Randbereich dieser Öffnungen Spannungskonzentrationen auf. Daher ist die rechte Seite der Gleichung (5) mit dem sogenannten Spannungskonzentrationsfaktor zu dividieren. Daraus kann der Fließdruck im Schleusenbereich wie folgt bestimmt werden:

$$p_3 = \sigma_y \left( \frac{2\delta}{R} \right) \frac{1}{C} \quad (6)$$

Da die in der Praxis verwendeten Werkstoffe die hier getroffenen idealisierenden Annahmen nicht erfüllen, müssen unabhängig vom Fließkriterium bei der Festigkeitsbeurteilung auch bruchmechanische Gesichtspunkte berücksichtigt werden. Es handelt sich hier vor allem um kleine Risse oder andere Schäden, die in den verwendeten Stählen bzw. Schweißnähten trotz sorgfältigster Qualitätskontrolle vorhanden sind. Mit anderen Worten, es kann auch ein Versagen des Werkstoffes bei Spannungen auftreten, die unterhalb der Fließgrenze liegen.

### Bruchbedingungen

Die Bruchbedingungen können entweder unter der linear-elastischen oder unter der elasto-plastischen Betrachtung entwickelt werden. Bei der linear-elastischen Bruchmechanik (LEBM) ist ein linearer Zusammenhang zwischen Spannungen und Verformungen bis zum Bruch gegeben. Das gilt nur für extrem spröde Materialien, da bei diesen Werkstoffen an den Rispspitzen nur kleine plastische Verformungen auftreten. Bei duktilen Werkstoffen treten vor dem Bruch an den Rispspitzen in einem größeren Bereich plastische Verformungen auf. Dies bedingt die Anwendung der elasto-plastischen Bruchmechanik (EPBM).

#### 1. Linear-elastische Betrachtung

Bei der Entwicklung der Grundgleichungen der LEBM kann bekannterweise entweder von der Energiebilanz bei instabiler Rispausbreitung oder von der Betrachtung der Spannungsverhältnisse an der Rispspitze ausgegangen werden. Nach Griffith [17] muß die bei Verlängerung des Anrisses an einem durch äußere Kräfte beanspruchten Körper freiwerdende elastische Verzerrungsenergie gleich oder größer sein als die zur Bildung von Bruchflächen benötigte Oberflächenenergie. Hieraus kann das Kriterium der sogenannten kritischen Risplänge abgeleitet werden. Das von Sneddon [18] erweiterte Konzept enthält eine Beziehung für die Größe der Spannungs Komponenten in unmittelbarer Nähe der Rispspitze. Bei Anwendung dieser Bruchbedingung resultiert für die ungestörte Kugelschale folgender Ausdruck:

$$p_3 = K_{Ic} \left( \frac{2\delta}{R} \right) \frac{1}{F\sqrt{c}} \quad (7)$$

In dieser Gleichung bedeutet  $K_{Ic}$  den bereits im Abschnitt „Ermittlung der Festigkeitsverteilungen“ erwähnten Bruchzähigkeitsbeiwert,  $F$  einen Formbeiwert, durch den die Risplänge berücksichtigt wird, und  $2c$  die Risplänge. In Gleichung (7) umfaßt  $K_{Ic}$  die im Werkstoff innewohnenden Streuungen. Obwohl beim SB der für den Gültigkeitsbereich obiger Gleichung erforderliche ebene Formänderungszustand nicht gegeben ist und auch, wie aus dem Abschnitt „Ermittlung der Festigkeitsverteilung“ ersichtlich, nur geringes Datenmaterial für die  $K_{Ic}$ -Werte vorliegen, wird die Griffithsche Bruchtheorie mangels geeigneter und vor allem in der Praxis verwendbarer anderer Konzepte allgemein verwendet.

Für den Bereich der Spannungskonzentrationen am Rande der Durchführungen ergibt sich analog zu Gleichung (7) die Beziehung

$$p_4 = K_{Ic} \left( \frac{2\delta}{R} \right) \frac{1}{F\sqrt{c}} \cdot \frac{1}{C} \quad (8)$$

Die durch die Gleichung (7) und (8) definierten Druckwerte sind schematisch in Bild 12 dem aus dem KMV resultierenden Druckaufbau gegenübergestellt.

#### 2. Elasto-plastische Betrachtung

Wie bereits erwähnt, ist die LEBM auf die Probleme beschränkt, bei denen die Größe der plastischen Zone klein ist verglichen mit der Größe des Risses und auch mit den Abmessungen des Tragwerks. In [19] wurde die Länge des plastisch verformten Bereiches sowie die Rispaufweitung an den Rispenden bestimmt. Wells [20] hat die praktische Bedeutung dieser Rispaufweitung erkannt und diese Rispaufweitung (Crack Opening Displacement (COD)) als kritischen Wert eingeführt. Da hierzu genaue elastisch-plastische Lösungen dreidimensionaler Rißprobleme aufzustellen sind und die Brauchbarkeit des Fließbruchkriteriums noch nicht genügend abgesichert ist [21], wurde von der Anwendung dieser Methode zur Zeit noch abgesehen.

Eine erfolgversprechende Weiterentwicklung der Fließbruchmechanik beruht auf dem sogenannten J-Integral [22]. Dies ist ein vom Integrationsweg unabhängiges Linienintegral, das die Rispspitze umläuft. Es enthält als Parameter die elastische Energiedichte sowie die Spannungs- und Verschiebungsvektoren. Bei der Weiterführung der Studie soll die EPBM miteinbezogen werden.

### Spannungsverteilungen

#### Modellierung des Sicherheitsbehälters

Für die Berechnung der Schnittgrößen mit Hilfe der „Finite-Elemente-Methode“ wurde der Sicherheitsbehälter in 260 Schalenelemente aufgeteilt. Berücksichtigt wurden die beiden größten Durchdringungen, die Material- und die Personenschleuse, da dort die maximalen Spannungen auftreten. Die im Bereich der Materialschleuse erhöhte Wanddicke sowie der eingeschweißte Materialschleusenstutzen wurden bei der Modellierung ebenfalls berücksichtigt. Um die Konvergenz des Spannungsanstieges im Bereich der Öffnungen sowie der Einspannstelle zu erfassen, wurde nach einer anfangs relativ groben Aufteilung eine den Spannungsgradienten entspre-

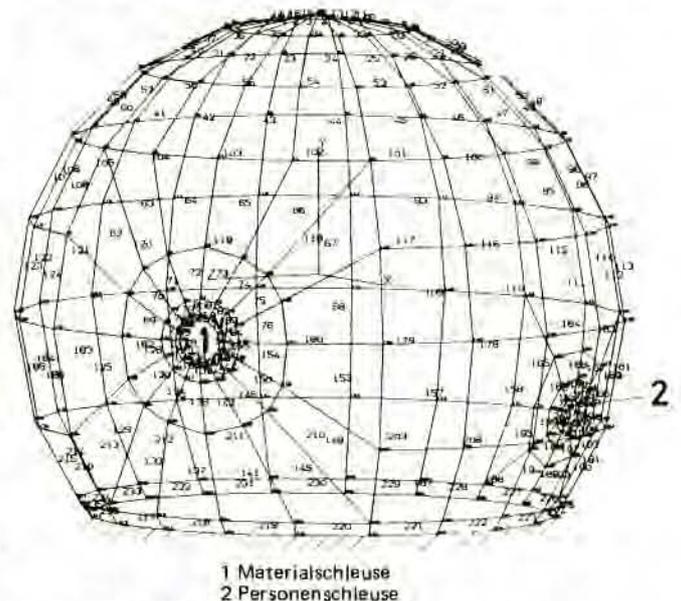


Bild 13: Finite-Elemente-Modell des Sicherheitsbehälters

chende örtlich feinere Aufteilung in „Finite Elemente“ vorgenommen.

Bild 13 zeigt einen Plot des Finite-Elemente-Modells des Sicherheitsbehälters.

**Ermittlung der Schnittgrößen unter Annahme linear-elastischen Tragverhaltens**

**1. Schnittgrößen infolge Druckbelastung**

Für die Ermittlung der Schnittgrößen beim KMV wurde der SB mit dem berechneten Erwartungswert des auftretenden Druckes von  $p = 3,6$  bar belastet. Dabei wurde davon ausgegangen, daß wegen der langen Druckanstiegszeit (etwa 17 s) die Belastung quasi-statisch wirkt. Bei Auswertung der numerischen Ergebnisse zeigte sich, daß im Bereich der Materialschleuse gegenüber dem Spannungszustand am ungestörten SB Spannungserhöhungen um den 1,7fachen Wert auftreten.

**2. Schnittgrößen infolge Temperaturbelastung**

Für die Ermittlung der Schnittgrößen bei Temperaturbelastung wurde ebenfalls das aus 260 Schalenelementen bestehende Finite-Elemente-Modell verwendet. Bei  $t = 17$  s, also am maximalen Erwartungswert des Zeitverlaufs der Innendruckbelastung, treten Temperaturen bis zu  $70$  °C auf. Wie zu erwarten war, sind die Schnittgrößen bei Temperaturbelastung gegenüber denen bei Druckbelastung vernachlässigbar klein.

**3. Schnittgrößen infolge kombinierter Belastung aus Druck und Temperatur**

Eine Kombination dieser beiden Belastungsarten bei niedrigerem Druck und höherer Temperatur zu einem späteren Zeitpunkt ergibt keine höheren Schnittgrößen. Dabei überwiegt der Einfluß des Abfalls der Schnittgrößen infolge geringeren Druckes im Verhältnis zum Anstieg der Schnittgrößen infolge Temperaturbelastung.

**Versagenswahrscheinlichkeit**

Weiter oben wurden bereits die statistischen Parameter der Festigkeitsverteilung des Stahles FG 47 WS berechnet. Aus der dort ermittelten Verteilung der Grundgesamtheit wurde die physikalisch und statistisch relevante Extremwertverteilung abgeleitet [23]. Es handelt sich hier um die Fisher-Tippett-Typ-III-Verteilung der kleinsten Werte, die auch Weibullverteilung genannt wird. Unter Anwendung der in [23] vorgeschlagenen Methode ergibt sich für den Mittelwert der Festigkeit:

$$m_{EX,III} = 426 \text{ N/mm}^2$$

und für die Standardabweichung:

$$\sigma_{EX,III} = 12,6 \text{ N/mm}^2$$

Für die Innendruckbelastung wurde in ähnlicher Weise aus der im Abschnitt „Systemanalyse“ ermittelten normalverteilten Grundgesamtheit der Druckwerte den Extremwerten dieser Parameter die Fisher-Tippett-Typ-I-Verteilung der größten Werte, das heißt die Gumbel-Verteilung, angepaßt.

Für die Berechnung der Versagenswahrscheinlichkeit gegenüber Bruchversagen wurde das ebenfalls bereits beschriebene  $K_{Ic}$ -Konzept angewendet.

Da man bei den Reißprüfungen des SB davon ausgehen kann, daß Risse mit einer Länge, die größer als 2 cm sind, erkannt werden, wurde für die Berechnung der Versagenswahrscheinlichkeit eine Reißlänge von 2 cm zugrunde gelegt. Gemäß den Gleichungen (5) bis (8) wurden die statistischen Kennwerte für den ungestörten sowie für den gestörten SB gegenüber Fließen bzw. Bruch berechnet. In Tafel 3 sind die nach [23] ermittelten Parameter der Extremwertverteilungen sowie die bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten des ungestörten und gestörten SB bei einmaligen Lastaufbringungen durch einen Kühlmittelverluststörfall bezüglich Fließen und Bruch zusammengestellt.

Die bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten für die Kombination aus Druck- und Temperaturbelastung für die beiden Versagensbedingungen sind mit den obigen Werten identisch, da der geringe Temperaturanstieg keine nennenswerten Änderungen von Festigkeiten und Schnittgrößen verursacht.

**Diskussion der Gesamtergebnisse der Studie**

Aus der Fülle der im Rahmen dieser Studie [11] erarbeiteten Ergebnisse kann hier an dieser Stelle nur ein kleiner Teil wiedergegeben werden. Wichtig erscheint es, hier zu wiederholen, daß es den Autoren darauf ankam, nicht nur hier in diesem Abschnitt quantitative Gesamtergebnisse vorzustellen, sondern in dieser Arbeit insgesamt auch die Methodik der Studie zu diskutieren. Die quantitativen Endergebnisse wiederum sollten unserer Meinung nach vor allem dazu verwendet werden, um relative Vergleiche zwischen Belastungsfällen und Versagenskriterien durchzuführen und den Einfluß bestimmter Unsicherheiten bei der Ermittlung der Gesamtergebnisse darzustellen. Darüber hinaus ist wichtig, festzustellen, daß durch die vom BMFT ermöglichte Weiterführung der Studie bestehende Lücken in dieser Arbeit noch vertieft behandelt werden können. Diese Ergebnisse können dann unter anderem auch in die deutsche Risikostudie einfließen [24].

**Darstellung der Ergebnisse für die inneren und äußeren Einwirkungen**

Für die bisher in dieser Studie betrachteten Lastfälle (Kühlmittelverluststörfall, Erdbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle) sind die wesentlichen Ergebnisse in den Ta-

Tafel 3: Versagenswahrscheinlichkeiten des Sicherheitsbehälters nach Kühlmittelverluststörfall

Versagensbedingung	Sicherheitsbehälter	Belastung		Festigkeit		Bedingte Versagenswahrscheinlichkeit $P_{fi}$	$\mu$ [ $a^{-1}$ ]	$F_L(t)^2$
		$u$ [ $N/mm^2$ ]	$\alpha$ [ $N/mm^2$ ] $^{-1}$	$u$ [ $N/mm^2$ ]	$\alpha$ [ $N/mm^2$ ] $^{-1}$			
Fließen	ohne Durchdringungen	0,420	8730,9	0,892	408,9	$< 10^{-8}$	$10^{-4}$	$< 10^{-8}$
Fließen	mit Durchdringungen	0,420	8730,9	0,520	422,0	$8,7 \cdot 10^{-4}$	$10^{-4}$	$2,6 \cdot 10^{-6}$
Bruch <sup>1)</sup>	ohne Durchdringungen	0,420	8730,9	1,01	196,0	$4,1 \cdot 10^{-5}$	$10^{-4}$	$< 10^{-8}$
Bruch <sup>1)</sup>	mit Durchdringungen	0,420	8730,9	0,598	196,0	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$10^{-4}$	$4,8 \cdot 10^{-6}$

1) Reißlänge  $2c = 2$  cm

2) Betriebsdauer  $L = 30$  Jahre

feln 1 und 3 aufgelistet, und zwar sowohl für verschiedene Versagensbedingungen als auch für den sogenannten ungestörten Fall (an Stellen ohne Durchdringungen) und den sogenannten gestörten Fall (im Bereich von Durchdringungen).

Die Auftretensrate  $\mu$  ist dabei aus der Sekundärliteratur entnommen und bezieht sich dort auf Auswertungen historischer Daten für die entsprechenden Ereignisse.

$\mu_t$  stellt eine bedingte Wahrscheinlichkeit dar – also mit anderen Worten – die Versagenswahrscheinlichkeit unter der Bedingung, daß der entsprechende Lastfall gerade eingetreten ist.

$F_L(t)$  ist die unter Verwendung der Auftretensrate  $\mu$  ermittelte und auf die geplante Nutzungsdauer bezogene Versagenswahrscheinlichkeit.

### Diskussion einflußreicher Parameter

Wie die Gesamtergebnisse zeigen, erscheint die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit des SE beim Auftreten einer Druckwelle als äußere Einwirkung von untergeordneter Bedeutung gegenüber anderen Einwirkungen. Die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit des SE beim Flugzeugabsturz liegt etwa in derselben Größenordnung wie beim KMV. Die lokalen Effekte (Durchstanzen, Abplatzen) haben besondere Bedeutung, da die lokalen Schnittgrößen dominant sind.

Generell erscheint beim KMV das Versagenskriterium „Bruch“ (Rißerweiterung) das dominante zu sein, das heißt der Druckprobe und Rißprüfung kommt zur Detektion von Rissen große Bedeutung zu. Die Störstellen (Durchdringungen) erscheinen ebenfalls als dominant, das heißt die sorgfältige konstruktive Ausführung dieser Bereiche ist zwingend erforderlich. Für das Versagenskriterium „Bruch“ ist die Länge eines nichtentdeckten Risses mit dem hier angenommenen Wert von 2 cm einflußreich und sollte von seiten der Daten aus der Qualitätskontrolle abgesichert werden.

Beim KMV bringt der Parameter spezifische Enthalpie des Primärkühlmittels den größten Einfluß in die Streuung der Innendruckbelastung. Beim kleinen Leck, das als Kühlmittelverluststörfall in der Weiterführung der Studie behandelt wird, ergibt sich eine engere Kopplung System – Tragwerk, das heißt, das Verhalten der Not- und Nachkühlssysteme wird die Streuung des Druckes stärker beeinflussen. Der Erwartungswert des Maximaldruckes wird allerdings etwas günstiger liegen.

Abschließend wird darauf hingewiesen, daß zur Zeit eine Sensitivitätsanalyse im Rahmen dieser Studie durchgeführt wird mit dem Ziel, die Streuung in den einzelnen Versagenswahrscheinlichkeiten quantitativ abzuschätzen.

## Diskussion

D. Jungclaus, (GRS):

Wie signifikant ist der Einfluß der Wahl der jeweiligen Verteilungen auf die Ergebnisse? Haben Sie beispielsweise auch den Einfluß der Variation der Zeitdauer und insgesamt der Form von Lastfunktionen untersucht? Die Last-Zeit-Funktion nach RSK für Deflagration stellt nach Auffassung aller Experten das Maximale für Deflagration dar. Wenn überhaupt, müßte hier eine Detonationslast-Zeit-Funktion mit anderem Verlauf gewählt werden. Ist derartige erfolgt?

### Schrifttum

- [1] Freudenthal, A.M., J.M. Garrelts und M. Shinozuka: The Analysis of Structural Safety. J. Struct. Div., Proc. ASCE, Bd. 92, Nr. ST1, Februar 1966, S. 267/325.
- [2] Freudenthal, A.M. und G.I. Schuëller: Risikoanalyse von Ingenieurtragwerken. Reports, Konstr. Ingenieurbau, Hrsg. W. Zerna, Report Nr. 25, Vulkan Verlag, Essen, August 1976, S. 7/95.
- [3] Schuëller, G.I. und R.F. Schwarz: Some Aspects of the Reliability-Based Design of Reactor Containment Structures. Journ. Nucl. Engr. Des., Bd. 37, Nr. 2, Mai 1976, S. 299/305.
- [4] Altes, J.: Persönliche Mitteilung, Kernforschungsanlage Jülich, Dezember 1977.
- [5] Estiva: Seismicity. in: Seismic Risk and Engineering Decisions, Hrsg. C. Lomnitz und E. Rosenblueth, Elsevier Publ. Comp., New York, 1976, S. 179/224.
- [6] Ahorner, L. und W. Rosenbauer: Probability Distribution of Earthquake Accelerations with Applications to Sites in Northern Rhine Area. J. Geoph. No. 5, 1975.
- [7] Sütterlin, L.: Zur Auslegung kerntechnischer Anlagen gegen Einwirkungen von außen, Teilaspekt: Betrachtungen über das Risiko bei Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk (Zwischenbericht) IRS-W-12 (März 1975).
- [8] IRS: Tagungsbericht: Schutz von Kernkraftwerken gegen äußere Einwirkungen – Flugzeugabsturz, Druckwellen, Erdbeben –, 10. IRS-Fachgespräch, 30./31.10.1974, Köln, IRS-T-27 (April 1975).
- [9] Drittler, K., P. Gruner und L. Sütterlin: Zur Auslegung kerntechnischer Anlagen gegen Einwirkungen von außen, Teilaspekt: Flugzeugabsturz (Zwischenbericht) IRS-W-7 (Dezember 1973).
- [10] Drittler, K.: Technisch physikalische Modelle für äußere Einwirkungen und Ableitung der Lastannahmen. Tagungsbericht: Schutz von Kernkraftwerken gegen äußere Einwirkungen, 10. IRS-Fachgespräch, 30./31.10.1974, Köln, IRS-T-27 (April 1975) S. 32/68.
- [11] Augustin, W., J. Bauer, P. Kafka, G.I. Schuëller, F.H. Wittmann und B. Zech: Zuverlässigkeitsbeurteilung für den Sicherheitseinschluß (SE) am Beispiel des Druckwasserreaktors, Abschlußbericht zu RS 201, März 1978.
- [12] Knappe, O.W., G.I. Schuëller und F.H. Wittmann: Probability of Failure of a Reinforced Concrete Beam in Flexure. Berichtsband, 2nd, Int. Conf. Appl. Stat. Prob. in Soil and Struct. Engr., Aachen, September 1975, S. 153/70.
- [13] KWU: Persönliche Mitteilung, Frankfurt, 1976.
- [14] Beck, Schmidt, Unger: Integrale Abschätzung des Einflusses von Datenungenauigkeiten auf Sicherheitsrechnungen mittels statistischer Methoden. Abschlußbericht über das Forschungsvorhaben BMFT RS-212.
- [15] Schlösser, L.: Private Mitteilung, August 1978, GRS Garching.
- [16] Mansfeld, G.: Private Mitteilung, Dezember 1978, GRS Garching.
- [17] Griffith, A.A.: The Phenomena of Rupture and Flow in Solids Phil. Trans. Roy. Soc. A 221, 1920, S. 163.
- [18] Sneddon, J.N.: The Distribution of Stress in the Neighbourhood of a Crack in an Elastic Solid. Proc. Roy. Soc. London, A 187, 1946, S. 229.
- [19] Dugdale, D.S.: Yielding of Steel Sheets Containing Slits. J. Mech. Phys. Solids 8, Nr. 2, 1960, S. 100.
- [20] Wells, A.A.: The Application of Fracture Mechanics to Yielding Materials. Proc. Roy. Soc., A 285, 1963, S. 34.
- [21] Hahn, H.G.: Bruchmechanik. Teubner Studienb. Mech., Stuttgart, 1976.
- [22] Rice, J.R.: A Path Independent Integral and the Approximate Analysis of Strain Concentration by Notches and Cracks. J. Appl. Mech. 35, 1968, S. 379/86.
- [23] Choi, H.S., und O.W. Knappe: Investigation of Structural Risks Based on Extreme-Value Statistics, Proc., Risk and Reliability Symposium, Waterloo, Canada, 1978, S. 26/8.
- [24] Heuser, F.-W., und K. Kotthoff: Überblick über den Stand der deutschen Risikostudie. Fachvortrag zum 1. GRS-Fachgespräch, München, 3./4. November 1977. GRS-10 (März 1978), S. 1/18.

P. Kafka, (GRS):

Die beim jetzigen Stand der Studie verwendeten Kraft-Zeit-Verläufe entsprechen den RSK-Festlegungen und stellen auch unserer Meinung nach sowohl beim Flugzeugabsturz als auch bei der Druckwelle – statistisch gesehen – in der Population der möglichen Ereignisse eher obere Belastungswerte als Mittelwerte dar. Verschiedene Verteilungsfunktionen sowohl der Lasthöhe als auch des Last-Zeit-Verlaufes haben wir bis jetzt in breiterem Maße noch nicht studiert. Aus Rechnungen ha-

ben wir aber Hinweise, daß zum Beispiel die Art der Verteilungsfunktion einer Einflußgröße – also zum Beispiel der Last gegenüber den statistischen Maßzahlen, wie zum Beispiel der Standardabweichung – meist von untergeordneter Bedeutung ist. Im übrigen wird aber auch in diesem Vorhaben zur Abschätzung des Einflusses von Streuung und Verteilungstyp der Zufallsvariablen eine Sensitivitätsanalyse gerade durchgeführt.

G. I. Schueller, (TU München):

Zur ersten Frage von Herrn Jungclaus möchte ich noch anmerken, daß der Poisson-Prozeß als stochastisches Modell zur Modellierung der Auftretenshäufigkeit und die Weibull- und Gumbelverteilung zur Modellierung der Festigkeiten sowie Lasten verwendet wurden. Zur Frage der Variierung der Verteilungstypen, das heißt Verwendung von Normal-, Lognormalverteilungen usw., möchte ich noch bemerken, daß die Analyse ausschließlich unter Verwendung von Extremwertverteilungen durchgeführt wurde. Darauf im Detail einzugehen, würde hier zu weit führen; es sei nur soviel bemerkt, daß der Sicherheitsfaktor als das Verhältnis zwischen einer minimalen Festigkeit und einer maximalen Last definiert ist und daher in einer relevanten Analyse auch diese Extreme statistisch modelliert werden sollen.

H. Karwat, (TU München):

Vielleicht noch von meiner Seite ein kurzer Hinweis. Ich glaube, Herr Dr. Kafka hat mehrfach darauf hingewiesen, daß diese Studie und ihre Ergebnisse zunächst die Methodik zeigen, die – abgeleitet von einer bestimmten Kombination von Ereignissen – letztendlich zum Versagen des Containments führen können. Sie haben Deflagration und Explosion und ähnliche Vorgänge angesprochen. Da kann man sich sicher noch andere Mechanismen vorstellen, die man einer derartigen Wahrscheinlichkeitsbetrachtung unterziehen könnte.

P. Kafka, (GRS):

Bei der Deflagrationsdruckwelle haben Sie sicherlich recht, daß wir unter Annahme dieses Zeit-Last-Diagrammes wahrscheinlich mit pessimistischen Werten gearbeitet haben, das heißt also, daß die dafür bestimmten Versagenswahrscheinlichkeiten unter Zugrundelegung dieser Kurve konservativ sind.

H. Seipel, (BMFT):

Sie haben für den errechneten Containmentdruck bei einem Kühlmittelverlust eine Standardabweichung von 0,3 bar ermittelt. Unter Berücksichtigung einer statistischen Verteilung der maßgebenden Materialkennwerte finden Sie damit eine Versagenswahrscheinlichkeit von  $10^{-6}$  bis  $10^{-8}$  pro Belastungsfall. Berücksichtigen Sie zusätzlich eine Eintrittswahrscheinlichkeit für einen Kühlmittelverlust von  $10^{-3}$  pro Jahr, so ergibt sich die Wahrscheinlichkeit für ein Containmentversagen durch Kühlmittelverlust zwischen  $10^{-9}$  bis  $10^{-11}$  pro Jahr, also ein Wert jenseits der von Rasmussen gewählten Abschneidelinie.

Ich möchte Sie angesichts dieser Zahlen fragen, ob Ihnen nicht selbst Zweifel am Aussagewert Ihrer Ergebnisse kommen. Ich habe den Verdacht, daß die Wahrscheinlichkeit, daß die Beschreibung der Lastfälle nach Art und Größe unvollständig ist und daß systematische Fehler in Konstruktion und Fertigung vorliegen, um Größenordnungen höher sind. Das besondere Problem dürfte in einer bisher nicht erkannten Kausalverkettung verschiedener zunächst unabhängig scheinender Vorgänge und Lastfälle liegen. Ich möchte mit meiner Kritik den Wert des vorgetragenen methodischen Ansatzes nicht grundsätzlich in Frage stellen. Ich räume auch ein, daß sich selbstverständlich auch kausale Verknüpfungen berücksichtigen ließen, wenn sie erst einmal erkannt sind.

Ich warne jedoch vor überzogenen Erwartungen an die praktische Nutzenanwendung der hier exemplarisch vorgetragenen Methode.

P. Kafka, (GRS):

Ihren letzten Satz möchte ich direkt aufgreifen und ebenfalls die sorgfältige Diskussion und Anwendung der Ergebnisse empfehlen. Doch nun zu Ihrer ersten kritischen Bemerkung. Es ist zwar richtig, daß die Mehrzahl der untersuchten Belastungsfälle und Versagenskriterien zu bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten führen, die jenseits von Abschneidelinien liegen und sich dafür der vereinfachte Sprachgebrauch einer „unbeschränkten Sicherheitsreserve“ anbietet. Doch gebieten uns einige Belastungs- oder Versagenskriterien – gerade auf Grund dieser hier durchgeführten Quantifizierung – besondere Sorgfalt bei der Analyse und Datenermittlung, da sie zum Beispiel im Rahmen einer Risikoermittlung wichtige quantitative Teilinformationen im Sinne einer möglichst vollständigen Erfassung des gesamten Störfallspektrums liefern. Damit will ich zu Ihrem zweiten Punkt überleiten. Speziell die Risikoanalyse verlangt auf Grund der zu ermittelnden Parameter – Art, Höhe und Wahrscheinlichkeit von Auswirkungen – die Zerlegung und Trennung einzelner Störfallablaufpfade und die dafür getrennten Analysen. Im Rahmen solcher Analysen ist ja nicht gefragt, wie groß ist die Versagenswahrscheinlichkeit des Sicherheitseinschlusses insgesamt, sondern, wie groß ist sie bei den verschiedenen Störfallabläufen, die jeweils zu anderen Auswirkungen führen würden. Kombinierte Ereignisse – so wie es bei Ihnen anklang – sind nur so weit zu untersuchen, soweit sie in einem Störfallablaufpfad unter dem Blickwinkel einer bestimmten klassifizierten Auswirkung direkt voneinander abhängen.

H. Schulz, (GRS):

Ich möchte auf eine mehr praxisbezogene Anwendung der Methodik aufmerksam machen. Bei der Spannungsabsicherung gemäß ASME-Code werden Lastfälle nach Eintrittswahrscheinlichkeit eingeteilt. Die für Lastfälle mit kleinen Eintrittswahrscheinlichkeiten festgelegte Erhöhung der zulässigen Spannung wird teilweise intuitiv gewählt, wenn auch mit fachlichen Begründungen abgestützt. Mit dieser vorgestellten Methodik kann zum Beispiel im Hinblick auf eine gleichbleibende Zuverlässigkeit eine Erhöhung der zulässigen Spannung besser begründet werden.

O. Gremm, (KWU Erlangen):

Wie groß war der Aufwand für die Studie?

P. Kafka, (GRS):

Der Aufwand zu dieser Studie kann im einzelnen sehr genau den Veröffentlichungen des BMFT entnommen werden, da es sich hier ja um ein Projekt im Sicherheitsforschungsprogramm des BMFT handelt. Doch auch hier zu Ihrer Information eine Zahl. Der Aufwand betrug in etwa vier Mannjahre.

G. Becker, (TÜV Rheinland):

Die Versagenswahrscheinlichkeit wurde, wenn ich das recht verstanden habe, aus der Überlappung der beiden Verteilungsfunktionen von Belastung bzw. der daraus resultierenden Beanspruchung (Spannung) und Feuchtigkeitsgrenzwerten gewonnen und ist damit direkt von den Streubreiten (oder der Form) der Verteilungsfunktionen abhängig. Können Sie bereits Vertrauensgrenzen für die erzielten Resultate angeben?

P. Kafka, (GRS):

Ihre Frage ist durchaus berechtigt und relevant. Sie greift aber dem hier bis jetzt Machbaren voraus. Im ersten Schritt war ja die Frage zu klären, in welcher Größenordnung liegen

überhaupt die Versagenswahrscheinlichkeiten, da die Auslegung mit Sicherheitszuschlägen und Sicherheitsfaktor darauf keine Antwort gibt. In einem zweiten Schritt ist es aber durchaus erforderlich — die Sensitivitätsanalyse klingt schon an —, statistische Aussagen also zum Beispiel zur Streubreite der Versagenswahrscheinlichkeit zu erarbeiten.

G. I. Schuëller, (TU München):

Ergänzend zu den Einwänden der Herren Seipel und Becker möchte ich anmerken, daß sich hier das gesamte Spektrum der Fragestellungen widerspiegelt. Herr Seipel stellt die Studie — obwohl er sie fördert und wir ihm bei dieser Gelegenheit herzlich danken wollen — in Frage, das heißt dämpft die Erwartungen, die in die Ergebnisse gesetzt werden sollen. Zum anderen wird von Herrn Becker die statistische Konfidenz der Versagenswahrscheinlichkeiten angegeben, mit anderen Worten: die Streuungen der Versagenswahrscheinlichkeiten, die sich auf Grund des begrenzten Stichprobenumfangs ergeben, zu ermitteln. Hierbei sei noch angemerkt, daß wir im Rahmen eines Zwischenvorhabens eine Sensitivitätsanalyse durchführten, die in numerischer Form die Wichtigkeit der Änderungen der Streuungen für die Versagenswahrscheinlichkeit aufzeigt. Die Konfidenzintervalle sind jedoch dort nicht angegeben. Wir sind der Meinung, daß die Ausarbeitung und die Durchführung des Konzeptes primäre Bedeutung besitzt. Das Detail der Streuung der Versagenswahrscheinlichkeit kann zu einem späteren Zeitpunkt behandelt werden.

H. Schulz, (GRS):

Auf die Frage von Herrn Becker möchte ich anmerken, daß bei den Sensitivitätsstudien natürlich nachgefragt werden muß, ob die Verteilung auf Grund eines physikalischen Grenzwertes abgeschnitten werden kann oder ob ein derartiger Wert nicht existiert.

P. Kafka, (GRS):

Es gibt natürlich auch normative Grenzen, zum Beispiel die Qualitätssicherung will einen „schlechteren Wert als“ nicht durchlassen. Man kommt hier sofort in die Problematik, wie wahrscheinlich, wie gut, wie zuverlässig ist die Qualitätssicherung? Diesen Sachverhalt werden wir aber hier nicht ausdiskutieren können.

H. Schulz, (GRS):

Im Hinblick auf die Werkstoffkennwertverteilung möchte ich noch ausführen, daß wir schon Werkstoffspezifikationen hatten, wo sich aus der Abnahme zeigte, daß der Spezifikationsgrenzwert fast im Scheitelpunkt einer Verteilungsfunktion lag. Ich glaube, aus den Ausführungen ist klar, daß derartige Spezifikationsfestlegungen nicht tragbar sind, auch wenn jedes Blech geprüft wird.

A. Tietze, (TÜV Rheinland):

Wie wurden bislang Eigenspannungen bei Ihren Betrachtungen berücksichtigt? Diese können unter Umständen (siehe auch Bild 14 des Beitrages von Herrn Schulz, GRS) recht erheblich sein, wenn nichtwärmebehandelte Schweißnähte betrachtet werden.

P. Kafka, (GRS):

Eigenspannungen wurden bislang nicht mitberücksichtigt. Wir greifen Ihren Hinweis gerne auf. Vielleicht hierzu eine Bemerkung zu einem ähnlichen Sachverhalt. Auch örtliche Temperaturunterschiede in der Wand des Sicherheitsbehälters auf Grund unterschiedlicher Innentemperaturen bzw. Auswärmungen führen zu örtlichen Spannungen. In der Weiterführung des Vorhabens werden wir die Wandtemperatur — örtlich und der Höhe nach gesehen — als Zufallsvariable in die Rechnung einfügen und quantitativ mitberücksichtigen.

## Das umgebende Gebäude des Sicherheitsbehälters als Bestandteil des Sicherheitseinschlusses

Von H. Alex und W. M. Kuntze<sup>1)</sup>

### Kurzfassung

Der Sicherheitseinschluß der in der Bundesrepublik Deutschland bekannten Baulinien von Kernkraftwerken wird kurz dargestellt und die sicherheitstechnische Bedeutung des umgebenden Gebäudes herausgestellt. Dabei zeigt sich, daß das umgebende Gebäude in jedem Fall

- zum Schutz gegen Einwirkungen von außen und
- als Sekundärabschirmung

dient und daher als passive Sicherheitseinrichtung anzusehen ist.

Es wird festgestellt, daß die erforderlichen baulichen Maßnahmen für das umgebende Gebäude zum Schutz gegen Einwirkungen von außen und gegen Störmaßnahmen Dritter sich im allgemeinen gegenseitig ergänzen.

Auf mögliche Alternativen, die sich aus Studien zur unterirdischen Bauweise ergeben könnten, wird hingewiesen. Die Beurteilung, ob insgesamt ein sicherheitstechnischer Gewinn durch diese Bauweise erreichbar ist, kann erst nach Auswertung aller Ergebnisse der zum Teil noch laufenden Studien erfolgen.

Abschließend werden die Zuständigkeitsbereiche der Bauaufsichtsbehörde und der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde in bezug auf das umgebende Gebäude angesprochen.

### Abstract

This paper will briefly discuss the containments of the various types of reactors in the Federal Republic of Germany and will try to show the importance of the surrounding concrete structures with respect to safety. It will be seen that the surrounding concrete structures serve in any case

- as protection against external events
- as secondary shielding

and must therefore be considered as a passive safety feature.

The design requirements for the surrounding concrete structures with respect to protection against external events and to physical protection generally supplement each other.

Reference will be made to possible alternatives, which might result from studies of underground siting of nuclear power plants. Whether or not this type of construction can lead to additional safety can only be judged when the results of all these studies — some of which are still under way — are evaluated.

<sup>1)</sup> H. Alex und W. M. Kuntze, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

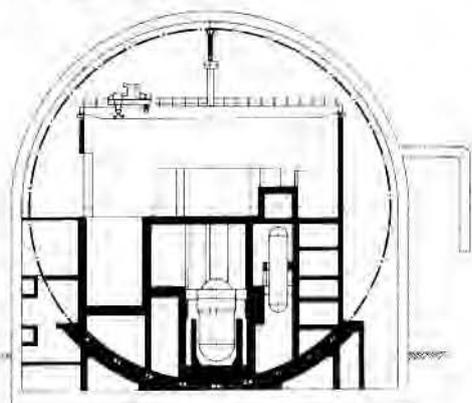
The concluding part of this paper will deal with the responsibilities of the civil engineering supervisory authorities and the nuclear licensing authorities with respect to the surrounding concrete structures.

### Einleitung

Der Sicherheitsbehälter ist bei leichtwassergekühlten Reaktoren ein Teil des Sicherheitseinschlusses, der in den BMI-Kriterien [1] als das System aus Sicherheitsbehälter und umgebendem Gebäude sowie den Hilfssystemen zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter definiert ist. Daraus geht schon hervor, daß das umgebende Gebäude auch sicherheitstechnische Bedeutung hat. Der Sicherheitsbehälter hat die Aufgabe, den Einschluß radioaktiver Stoffe zu gewährleisten. Bei Störfällen aus interner Ursache kann er diese Aufgabe selbständig übernehmen. Das umgebende Gebäude hat dagegen unter anderem die Aufgabe, die in ihm enthaltenen Komponenten (einschließlich des Sicherheitsbehälters) vor äußeren Einwirkungen als störfallauslösendes Ereignis zu schützen. Diese „Arbeitsteilung“ ist, wie im folgenden noch näher erläutert wird, nicht bei allen Reaktortypen so eindeutig konzipiert. Daraus resultiert zum Beispiel, daß die sicherheitstechnische Bedeutung des umgebenden Gebäudes bei anderen Reaktortypen anders zu bewerten sein kann.

Im folgenden werden die hier bekannten Baulinien hinsichtlich Sicherheitseinschlusses kurz vorgestellt und die Funktion und Anforderungen an das umgebende Gebäude skizziert. Dabei wird auch auf abweichende Ausführungen von den bisher besprochenen Sicherheitsbehältern hingewiesen.

Von maßgebendem Einfluß auf die Auslegung des umgebenden Gebäudes ist die bei uns zum Stand der Technik zählende Berücksichtigung der Einwirkungen von außen. Über die Notwendigkeit, ein Kernkraftwerk gegen Einwirkungen von außen (EVA) zu schützen, über die zugehörige Philosophie und die Problematik der Ermittlung von Lastannahmen ist früher berichtet worden [2] und braucht hier nicht wiederholt zu werden. Insbesondere wird im Zusammenhang mit den umgebenden Gebäuden an die Lastfälle Erdbeben, Flugzeugabsturz und Druckwelle sowie Störmaßnahmen Dritter gedacht. Während den äußeren Einwirkungen Erdbeben, Druckwelle und Flugzeugabsturz nur mit technischen Maßnahmen begegnet werden kann, sind Sicherungsmaßnahmen gegen Störmaßnahmen Dritter im allgemeinen technischer und administrativer Art. Ein Teil der Maßnahmen technischer Art besteht darin, ausreichende Barrierewirkung von Gebäuden oder Teilen davon zu erreichen. Es stellt sich die Frage, in welchem Maß eine Auslegung gegen Erdbeben, Flugzeugabsturz und Druckwelle zur Erzielung der gewünschten Barrierewirkung beiträgt.



— Umgebendes Gebäude  
 - - - Sicherheitsbehälter

Bild 1: Prinzipskizze eines Druckwasserreaktors (DWR)

Neben den bisher angesprochenen, bereits gebauten und weiterhin projektierten Konzepten bilden die im Rahmen von BMI-Studienprojekten durchgeführten Untersuchungen zur „Unterirdischen Bauweise von Kernkraftwerken“ eine Diskussionsbasis für Alternativen zu bisher üblichen umgehenden Gebäuden.

Im Rahmen dieses Studienprojektes wird unter anderem versucht, abzuschätzen, wie groß das zusätzliche Schutzpotential einer unterirdischen Bauweise gegenüber einem derzeit errichteten oberirdischen Kernkraftwerk hinsichtlich Einwirkungen von außen ist. Dabei werden Lastannahmen bis hin zu Waffeneinwirkungen betrachtet.

Die Frage der Zuständigkeit bei der Genehmigung des umgebenden Gebäudes bleibt abschließend anzusprechen. Dabei wird zu unterscheiden sein zwischen Zuständigkeit hinsichtlich der Anforderungen an das umgebende Gebäude als Teil des Sicherheitseinschlusses und der Zuständigkeit für die rein bautechnischen Belange.

### Aufgaben des umgebenden Gebäudes bei Druckwasserreaktoren

Welche Aufgaben hat nun das umgebende Gebäude bei einem Druckwasserreaktor (DWR) zu erfüllen? (Bild 1)

Es dient

- als Sekundärabschirmung, das heißt die vorhandene Wanddicke muß ausreichen, um Auswirkungen einer Direktstrahlung, die nach einem Unfall mit Freisetzung von Aktivität in den Sicherheitsbehälter von diesem ausgehen würde, entsprechend den Vorschriften der Strahlenschutzverordnung [3] zu verhindern;
- der Bildung eines Ringspalt zwischen Sicherheitsbehälter und umgebendem Gebäude, wobei der Abstand so gewählt ist, daß ausreichend Platz für eine Begehbarkeit gegeben ist. Die Bedeutung des Ringspalt besteht darin, bei Störfällen mit Druckaufbau und Aktivitätsfreisetzung im Sicherheitsbehälter etwaige Leckagen des Sicherheitsbehälters im Ringspalt zurückzuhalten und von dort absaugen und kontrolliert abgeben zu können. Eine Voraussetzung zur Verhinderung unkontrollierter Freisetzung aus dem Ringspalt in die Umgebung ist, daß im Ringspalt ein Unterdruck gegenüber atmosphärischem Druck herrscht;
- als Schutz gegen Einwirkungen von außen – Flugzeugabsturz, Druckwelle und Erdbeben. Bei Erdbeben besteht der Schutz darin, daß das umgebende Gebäude standsicher bleibt und die dann noch geforderten Funktionen erfüllen kann. Bei Flugzeugabsturz dagegen muß das umgebende Gebäude sowohl standsicher bleiben als auch dem örtlichen Aufprall standhalten, das heißt das Flugzeug darf nicht das umgebende Gebäude durchschlagen und den Sicherheitsbehälter und andere Komponenten direkt beschädigen. Zulässig und unvermeidlich sind aber örtlich große Verformungen im Auftreffbereich.

Die durch den Aufprall hervorgerufenen dynamischen Reaktionen des umgebenden Gebäudes werden über die inneren Gebäudestrukturen auf die maschinen- und elektronischen Komponenten übertragen. Zur Auslegung sicherheitstechnisch relevanter Komponenten gegen äußere Einwirkungen werden die Belastungsfunktionen aus den Erschütterungen infolge äußerer Einwirkungen benötigt.

Diese Belastungsfunktionen werden heute üblicherweise in Form von Antwortspektren angegeben (Bilder 2 und 3). Die Spektren des Lastfalls Flugzeugabsturz führen in Deutschland häufig zu den größten Auswirkungen bei der Komponentenauslegung innerhalb der zu betrachtenden Lastfälle Einwirkungen von außen. Wegen des Einflusses der konstruktiven Ausbildung des Reaktor Gebäudes auf die Übertragung

der Erschütterungen und damit auf die Spektren wird im folgenden kurz auf einige Besonderheiten bei der Ermittlung von Spektren für den Lastfall Flugzeugabsturz eingegangen.

Bei der heutigen Bauausführung von DWR-Reaktorgebäuden wird eine Entkopplung durch Trennung der äußeren Gebäudeschale von der inneren Betonstruktur vorgenommen, um zu vermeiden, daß an ungünstigen Auftreffpunkten eine direkte Anregung der inneren Betonstruktur einschließlich der Komponenten erfolgt. Diese Entkopplungen können zum Beispiel in Form von Spalten zwischen Decke und Wand des umgebenden Gebäudes (Bild 1) ausgeführt werden oder durch Auflagerung von Decken auf Konsolen, die Relativbewegungen ermöglichen.

Um Spektren zur Komponentenauslegung ermitteln zu können, muß die betreffende Gebäudestruktur (mit Boden und gegebenenfalls Schwerkomponenten) durch ein geeignetes Rechenmodell abgebildet werden. Für die eigentliche Gebäudeabbildung stehen dabei zwei unterschiedliche Modelltypen zur Verfügung: das Balkenmodell und das dreidimensionale Modell.

Bei der Erstellung eines Balkenmodells wird versucht, die wesentlichen dynamischen Eigenschaften des räumlichen Gebäudes oder von Teilen des Gebäudes auf einen oder mehrere Balken in der Art zu übertragen, daß bei geeigneter Zuordnung der wesentlichen Massen- und Steifigkeitswerte von Gebäudebereichen zu den Balkenelementen das Balkenmodell insgesamt das globale Schwingungsverhalten der Gebäudestruktur wiedergeben kann. Naturgemäß kann mit Balkenmodellen am besten das dynamische Verhalten von annähernd rotationssymmetrischen Strukturen wiedergegeben werden. Balkenmodelle sind nicht in der Lage, lokale Schwingungsformen, zum Beispiel Oberflächenschwingungen, darzustellen.

Bei der Abbildung der Gebäudestruktur auf ein dreidimensionales Modell bleibt die räumliche Zuordnung der einzelnen Gebäudeteile im Modell erhalten. Im dreidimensionalen Modell lassen sich Unsymmetrien in der Massen- und Steifigkeitsverteilung, die mit einem einfachen Balkenmodell nicht erfaßbar sind, wirklichkeitstreu darstellen.

Vergleichsrechnungen für ein bestimmtes DWR-Reaktorgebäude mit Bauwerksidealisationen in Form eines einfachen Balkenmodells und in Form eines dreidimensionalen Modells zeigen, daß durch die unterschiedliche Modellabbildung des Bauwerkes ein starker Einfluß auf die Rechenergebnisse in Form von Etagenantwortspektren ausgeübt wird. Im Vergleich zu den mit dem Balkenmodell berechneten Etagenantwortspektren wiesen die mit dem dreidimensionalen Modell ermittelten Etagenantwortspektren erhebliche Amplitudenerhöhungen und Frequenzverschiebungen auf.

Es wird der Frage nachgegangen, ob künftig Etagenantwortspektren zur Komponentenauslegung in jedem Falle ausreichend genau mit einfachen Balkenmodellen ermittelt werden können.

#### Aufgaben des umgebenden Gebäudes bei Siedewasserreaktoren

Bei Siedewasserreaktoren (SWR) werden zwei Baulinien unterschieden:

- Siedewasserreaktor, Baulinie 69 und
- Siedewasserreaktor, Baulinie 72.

Der Aufbau des Reaktorgebäudes der Baulinie SWR 69 unterscheidet sich im Hinblick auf den Sicherheitseinschluß wesentlich von dem eines Druckwasserreaktors (Bild 4).

Das umgebende Gebäude hat hier, wie ursprünglich auch bei den DWR, zunächst nur als Sekundärabschirmung zu dienen. Die Bildung eines Ringraumes zum Absaugen etwaiger Leckagen des Sicherheitsbehälters wird durch eine den Sicherheitsbehälter in engem Abstand umgebende Stahldichthaut be-

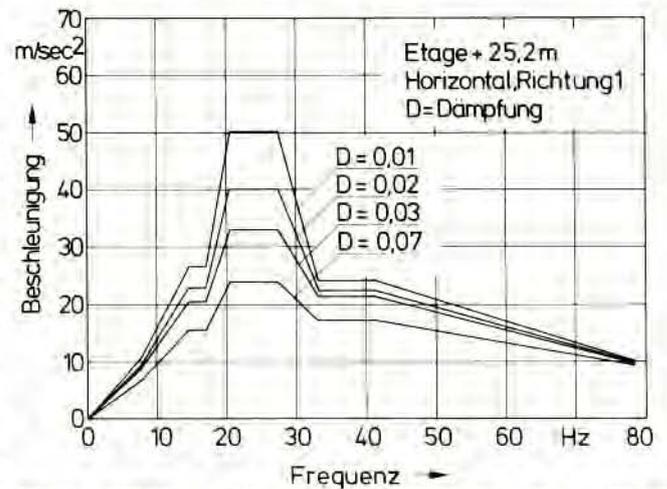


Bild 2: Auslegungsspektren des Lastfalles Flugzeugabsturz für das Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Krümmel

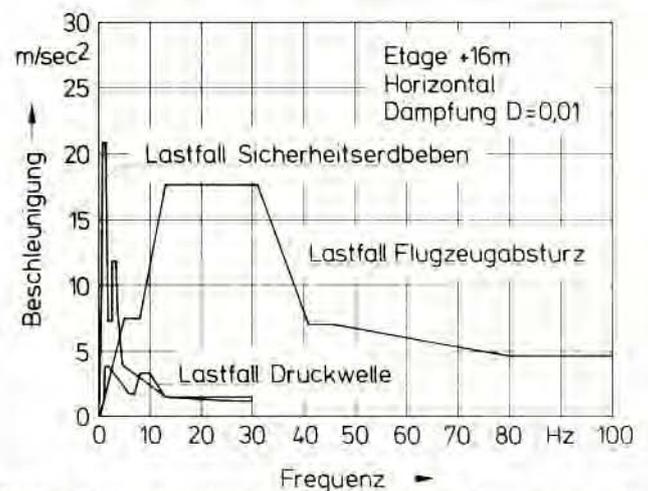
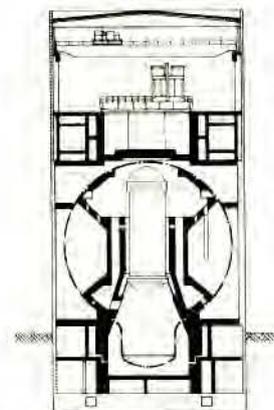


Bild 3: Auslegungsspektren der Lastfälle Einwirkungen von außen für das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich



- Umgebendes Gebäude
- Sicherheitsbehälter

Bild 4: Prinzipskizze eines Siedewasserreaktors (SWR 69)

sorgt. Eine Entkopplung zwischen umgebendem Gebäude und der Innenstruktur ist bei dieser Baulinie noch nicht vorhanden.

Die Anlagen dieser Baulinie befanden sich in unterschiedlichem Baufortschritt, als zunächst die Diskussion nach Auslegung gegen Flugzeugabsturz aufkam und danach die Forderung zur Berücksichtigung der Lastfälle Flugzeugabsturz und

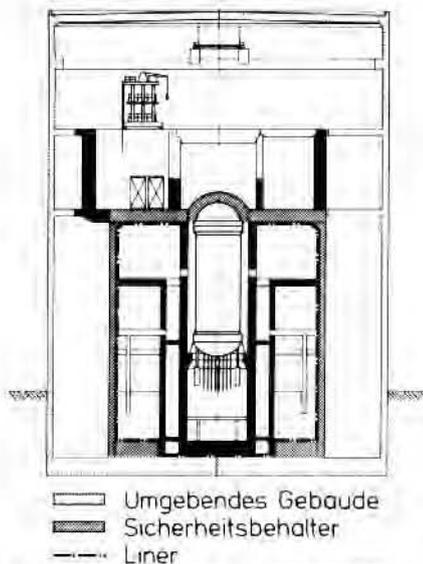


Bild 5: Prinzipskizze eines Siedewasserreaktors (SWR 72)

Druckwelle erhoben wurde. Daraus ergibt sich der unterschiedliche Auslegungszustand dieser Anlagen zwischen voll geschützt und nicht geplant geschützt, wobei auch bei den nicht gegen Flugzeugabsturz ausgelegten Anlagen dem umgebenden Gebäude auf Grund seiner anderweitigen Auslegung eine Schutzfunktion auch gegen äußere Einwirkungen zugesprochen werden muß.

Die Weiterentwicklung der Siedewasserreaktoren führte zur Baulinie SWR 72. Auch hier weicht der Aufbau des Reaktor Gebäudes deutlich von dem eines DWR ab (Bild 5).

Hinsichtlich des Konzeptes des Sicherheitseinschlusses besteht aber kein grundsätzlicher Unterschied zu einem DWR. Das umgebende Gebäude dient auch hier wieder

- als Sekundärabschirmung,
- zur Bildung eines Raumes, der es erlaubt, durch Absaugung einen Unterdruck gegenüber atmosphärischem Druck herzustellen und etwaige Leckagen des Sicherheitsbehälters kontrolliert abgeben zu können,
- als Schutz gegen Einwirkungen von außen; auch hier besteht eine Entkopplung zwischen umgebendem Gebäude und Sicherheitsbehälter bis auf die gemeinsame Fundamentplatte.

Abweichend vom Sicherheitsbehälter in Form einer Stahlkugel beim Siedewasserreaktor, Baulinie 69, besteht der Sicherheitsbehälter bei dem SWR 72 aus einem stehenden Zylinder

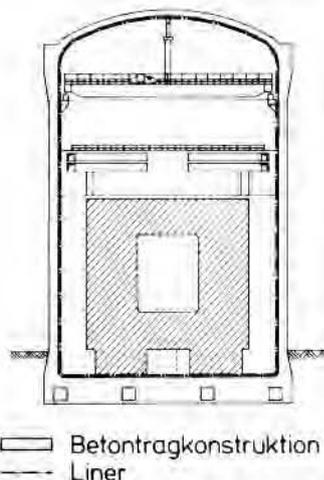


Bild 6: Prinzipskizze eines Reaktorschutzgebäudes

aus vorgespanntem Beton, einem ebenen oberen Abschluß aus Stahlbeton und einem Liner in Teilbereichen.

Auf die unterschiedliche Konzeption des Sicherheitsbehälters mit Druckabbausystemen gegenüber einem Volldrucksicherheitsbehälter braucht hier nicht eingegangen zu werden. Lediglich zu der Bauweise in Spannbeton sollen noch einige Anmerkungen gemacht werden:

Die Aufgabe des Sicherheitsbehälters, Innendruck zu ertragen und Dichtheit zu gewährleisten, wird aufgeteilt. Die Betonstruktur übernimmt die Druckaufnahme und dient zusätzlich als Abschirmung. Die Stahlauskleidung soll die Dichtheit gewährleisten.

Ein solcher Sicherheitsbehälter kann nicht allein nach den für Stahlbeton und Spannbeton allgemein gültigen Richtlinien ausgelegt werden. Es werden daher – wie bei anderen neuartigen Konstruktionen auch – zunächst für den Einzelfall von den zuständigen Stellen (zum Beispiel Genehmigungsbehörde) die den speziellen Anforderungen angepaßten Randbedingungen für Berechnung und Bemessung festlegt.

Zur Zeit befindet sich im Arbeitsausschuß „Betonbau in Kernkraftwerken“ ein Norm-Entwurf für solche Betonkonstruktionen unter dem Titel „Bemessung von Sicherheitshüllen aus Stahlbeton und Spannbeton“ in Vorbereitung.

#### Aufgaben des umgebenden Gebäudes bei gasgekühlten Reaktoren

Die Reaktor Gebäude von konzipierten gasgekühlten Reaktoren, wie HTR, und HHT, unterscheiden sich grundsätzlich von bisher in der Bundesrepublik Deutschland gebauten Reaktor Gebäuden für Leichtwasserreaktoren. Die einleitend aus den BMI-Kriterien zitierte Definition des Sicherheitseinschlusses trifft auf diese Konstruktionen, die auch als „Reaktorschutzgebäude“ bezeichnet werden, nur noch sinngemäß zu. Beim Reaktorschutzgebäude (Bild 6) soll die Funktion des Sicherheitsbehälters und des umgebenden Gebäudes nur eine Konstruktion übernehmen, das heißt, das Reaktorschutzgebäude umschließt unmittelbar den Reaktor Druckbehälter aus Spannbeton einschließlich der zum Primärkreis gehörenden Komponenten. Daraus ergeben sich die Aufgaben und die sicherheitstechnische Bedeutung des Reaktorschutzgebäudes:

- sowohl allen inneren Belastungen, die aus der Anlage resultieren, als auch allen äußeren Belastungen, insbesondere auch den Einwirkungen von außen, standzuhalten, und als Sekundärabschirmung zu dienen.

Reaktorschutzgebäude wurden bisher in Spannbetonbauweise und in Stahlbetonbauweise konzipiert. Welche Konstruktionsart einmal zur Ausführung kommen wird, hängt insbesondere auch von der Höhe des aufzunehmenden Innendruckes ab. Reaktorschutzgebäude sind als stehende Zylinder mit einer Abdeckung in Form einer Kalotte vorgesehen. Die Innenoberfläche ist durch einen Liner, eine direkt am Beton anliegende und in diesem verankerte Stahlhaut, gasdicht abgedeckt. Es handelt sich hierbei um eine dem Sicherheitsbehälter des Siedewasserreaktors vergleichbare Konstruktion.

Der Liner – eine vergleichsweise dünne Blechhaut – muß den Verformungen der Betonkonstruktion folgen. Daraus ergibt sich die Forderung, die Verformungen der Betonkonstruktion bei allen Zuständen, denen das Reaktorschutzgebäude unterworfen sein kann, so zu begrenzen, daß die dabei auftretenden Beanspruchungen im Liner nicht zu dessen Versagen führen.

Durch den einschaligen Aufbau unterscheidet sich das Reaktorschutzgebäude grundsätzlich von dem zweischaligen Sicherheitseinschluß von wassergekühlten Reaktoren. Beim Lastfall Flugzeugabsturz auf das umgebende Gebäude bei was-

sergekühlten Reaktoren können im Auftreffbereich durchaus große Verformungen in Kauf genommen werden, ohne die Integrität des Sicherheitsbehälters unmittelbar zu gefährden. Bei einem Reaktorschutzgebäude sind dort die Grenzen für die zulässige Verformung zu ziehen, wo die Integrität des Liners gefährdet wird. Es sei denn, man könnte nachweisen, daß die Linerintegrität nach einem Flugzeugabsturz auf das Reaktorschutzgebäude nicht erforderlich ist, weil eine durch Flugzeugabsturz ausgelöste Aktivitätsfreisetzung in das Reaktorschutzgebäude und anschließend in die Umgebung mit Sicherheit auszuschließen ist.

Hinsichtlich der baulichen Auslegung von Reaktorschutzgebäuden ist auf den vorhin erwähnten, in Vorbereitung befindlichen Normentwurf für Sicherheitshüllen zu verweisen.

#### Aufgaben des umgebenden Gebäudes beim schnellen Natriumgekühlten Reaktor (SNR-Kernkraftwerk Kalkar)

Das Reaktorgebäude des SNR ist dreischalig konzipiert (Bild 7). Sicherheitstechnische Bedeutung im Sinne eines Sicherheitseinschlusses haben bei diesem Reaktortyp die beiden Containments: das innere Containment bestehend aus mehreren dickwandigen Betonzellen mit Stahlblechhautkleidung und das äußere Containment als Betongebäude, das außen von einer dichten Stahlblechhaut in definiertem Abstand umschlossen ist, um etwaige Leckagen des äußeren Containments absaugen zu können. Die äußere Schale aus Stahlbeton dient der Abschirmung bei aktiver Atmosphäre im Absaugspalt und als Wetterschutz.

Die Funktion des umgebenden Gebäudes übernimmt das äußere Containment. Die äußere Schale, ein dem äußeren Containment vorgelagertes Bauteil, wirkt bei Einwirkungen von außen stoßverzehrend und leistet damit einen gewissen Beitrag zur Aufnahme dieser Lasten.

#### Vergleich der Anforderungen an das umgebende Gebäude bei den angesprochenen Reaktortypen

Stellt man nun vergleichend die Konzeptionen des Sicherheitseinschlusses der angesprochenen Reaktortypen gegenüber, erkennt man zunächst, daß in allen die Funktionen auf verschiedene Systeme aufgeteilt sind.

Das erste System ist ein Behälter – der Sicherheitsbehälter –, der für den Einschluß der gegebenenfalls freigesetzten radioaktiven Substanzen bestimmt ist sowie Druck- und Temperaturbelastungen aufzunehmen hat.

Ein weiteres aktives System ermöglicht es, etwaige Leckagen des Sicherheitsbehälters abzuführen und durch gleichzeitige Unterdruckhaltung eines Raumes gegenüber Atmosphärendruck eine unkontrollierte Freisetzung zu verhindern.

Das dritte System ist wieder passiv und schützt vor den Folgen von Einwirkungen von außen wie Flugzeugabsturz und Druckwellen und dient auf Grund seiner dadurch bedingten massiven Ausführungen als Sekundärabschirmung.

Die Zuordnung der einzelnen Funktionen des Sicherheitseinschlusses ist – wie beschrieben – bei den einzelnen Reaktortypen unterschiedlich. Die größte Abweichung tritt bei den gasgekühlten Reaktoren auf, wo alle Funktionen in einem Konstruktionsteil – dem Reaktorschutzgebäude – zusammengefaßt sind, bis auf die Leckageabsaugung, die dort nicht vorgesehen ist.

Folgeerscheinungen von äußeren Einwirkungen sind Erschütterungen der Einbauten. Derzeit wird davon ausgegangen, daß Einbauten, die nicht gegen Erschütterungen ausgelegt sind, oder Einbauten, die ausgelegt, aber nicht in ausreichendem Maße prüfbar sind, versagen und damit zu einem Folgefall führen können. Diese Annahme ermöglicht es festzustellen, ob und gegebenenfalls welche Folgefälle bei Last-

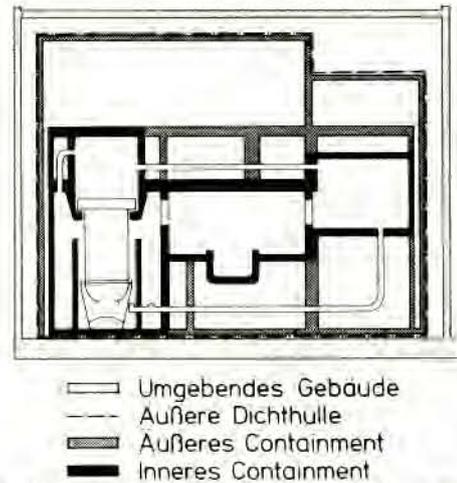


Bild 7: Prinzipskizze des Containmentsystems für den Schnellen Natriumgekühlten Reaktor

fallkombinationen mit Einwirkungen von außen zu berücksichtigen sind. Das gleichzeitig unabhängige Auftreten von inneren Störfällen und Einwirkungen von außen wird in der Regel nicht unterstellt.

Die Belastungen aus Einwirkungen von außen führen zu dynamischen Beanspruchungen, die auch bei der Auslegung der baulichen Anlagen zu berücksichtigen sind. Da diese Belastungen aber geringe Eintrittswahrscheinlichkeiten haben, läßt man zum Teil höhere Beanspruchungen der Bauteile zu, als in den einschlägigen Vorschriften für den konventionellen Stahlbetonbau vorgesehen sind.

Entsprechende Angaben sind in den „Richtlinien für die Bemessung von Stahlbetonbauteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche äußere Belastungen (Erdbeben, äußere Explosion, Flugzeugabsturz)“, Fassung Juli 1974, und den „Ergänzenden Bestimmungen zu den Richtlinien für die Bemessung von Stahlbetonbauteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche Belastungen (Erdbeben, äußere Explosion, Flugzeugabsturz)“, Fassung November 1975, festgelegt [4, 5]. Für Konstruktionen wie das Reaktorschutzgebäude wird zur Zeit ein Normentwurf vorbereitet.

Bereiche des umgebenden Gebäudes, an denen Öffnungen und Durchführungen vorgesehen sind, erfordern besondere Maßnahmen, um Schwachstellen zu vermeiden. So können zum Beispiel größere Öffnungen zum Materialtransport durch zusätzliche verfahrbare Betonbarrieren oder die Durchführungen von Frischdampf- und Speisewasserleitungen bei

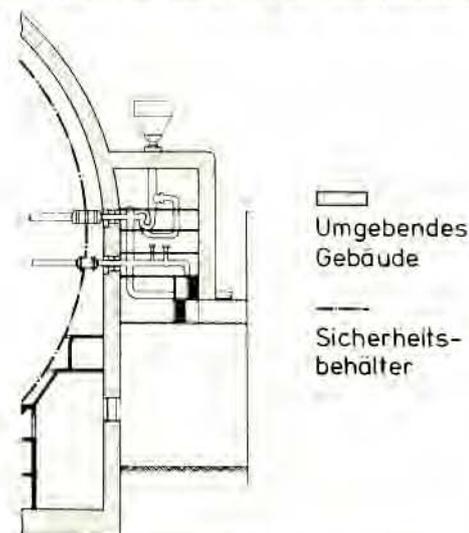


Bild 8: Prinzipskizze einer DWR-Armaturenkommer

Druckwasserreaktoren durch die gegen Flugzeugabsturz ausgelegte Armaturenkammer geschützt werden (Bild 8). Sind Rohr- oder Kabeldurchführungen durch das umgebende Gebäude andere Bauteile vorgelagert, werden diese bei der Beurteilung des vorhandenen Schutzes berücksichtigt.

### Schutz gegen Störmaßnahmen Dritter

Ziel des Schutzes von Kernkraftwerken gegen Störmaßnahmen Dritter ist es zu verhindern, daß bei Anwendung vorsätzlicher, gewaltsamer Maßnahmen Dritter radioaktive Stoffe freigesetzt oder entwendet werden. Bei Kernkraftwerken wird im wesentlichen der Aspekt der Freisetzung, weniger der der Entwendung von Kernbrennstoffen relevant sein. Bei der Freisetzung ist zu unterscheiden zwischen

- indirekter Freisetzung, zum Beispiel durch Beeinträchtigung oder Beschädigung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme eines Kernkraftwerkes und
- direkter Freisetzung, zum Beispiel infolge des Anspringens eines Behälters, der flüchtige radioaktive Stoffe enthält.

Die Grundprinzipien dieses Schutzes sind folgende: Zur Sicherung eines Kernkraftwerkes gegen Störmaßnahmen Dritter sind betreiberseitige Sicherungs- und staatliche Schutzmaßnahmen erforderlich [8].

Die betreiberseitigen Sicherungsmaßnahmen sind technischer und administrativer Natur. Es ist durch Überwachungsmaßnahmen (Kontroll-, Alarm- und Bilanzierungssysteme) sicherzustellen, daß heimliche und gewaltsame Angriffe und Diebstahlversuche entdeckt werden. Durch hinreichende Barriere- und Sicherungsmaßnahmen (Bauwerke, Sicherheitssysteme) ist sicherzustellen, daß die Tatausübung nach der Entdeckung so lange verhindert wird, bis die alarmierten Schutzkräfte den Schutz der Anlage übernehmen können.

Die staatlichen Schutzmaßnahmen müssen gewährleisten, daß nach der Alarmierung der staatlichen Schutzkräfte der Schutz der Anlage vor Überwinden der Barriere sichergestellt ist.

Bei der Beurteilung von Bauwerken hinsichtlich einer ausreichenden Barriere Wirkung hat sich gezeigt, daß diejenigen Bauwerke, die gegen Einwirkungen von außen ausgelegt sind, im allgemeinen auch ausreichenden Schutz gegen die unterstellten gewaltsamen Eindringversuche bieten. Das gilt insbesondere auch für das umgebende Gebäude. Besondere oder ergänzende Maßnahmen gegen Störmaßnahmen Dritter sind

bei solchen Gebäuden gewöhnlich nur an Zugängen und Durchbrüchen erforderlich.

Andererseits kann eine bauliche Auslegung gegen Eindringen Dritter durchaus zum Schutz gegen Einwirkungen von außen beitragen. Beispielsweise ist es möglich, mit der erforderlichen Wanddicke zur Verhinderung des gewaltsamen Eindringens bei geeigneter Bewehrungsanordnung auch einen ausreichenden Schutz gegen Flugzeugwrackteile zu erzielen. Man kann also feststellen, daß die erforderlichen baulichen Maßnahmen zum Schutz gegen Einwirkungen von außen und gegen Einwirkungen Dritter sich im allgemeinen gegenseitig ergänzen.

### Unterirdische Bauweise von Kernkraftwerken

Über das BMI-Studienprojekt „Unterirdische Bauweise von Kernkraftwerken“ sind bereits einige Veröffentlichungen erschienen [6, 7]. Darin sind auch die Zielvorstellungen und Randbedingungen dieser Untersuchungen im einzelnen dargestellt. Im Zusammenhang mit dem hier angesprochenen Thema – umgebendes Gebäude als Bestandteil des Sicherheitseinschlusses – rückt insbesondere bei

- extremen äußeren Einwirkungen und
- extremen internen Störfällen

die Fragestellung nach den sicherheitstechnischen Eigenschaften in den Vordergrund.

Im Rahmen des genannten Studienprojektes wird eine Reihe von möglichen unterirdischen Bauweisen untersucht, so zum Beispiel die bodeneingebettete Bauweise in offener Baugrube mit anschließender Überschüttung, die Kavernenbauweise und die Überschüttung einer oberirdischen Anlage. Inzwischen sind erste Teilergebnisse von einzelnen Studien bekannt geworden.

Läßt man alle anderen Gesichtspunkte, die mit der unterirdischen Bauweise zusammenhängen, außer Betracht und beschränkt sich lediglich auf die obengenannte Fragestellung, so kann man aus den bekanntgewordenen Ergebnissen ableiten, daß zum Beispiel bei der bodeneingebetteten Bauweise ein erhöhtes Schutzpotential gegenüber äußeren Einwirkungen erreicht werden kann (Bild 9). Das erscheint auch aus der Anschauung verständlich, wenn man an bis zu 10 m hohe Überschüttungen gegebenermaßen noch mit aufliegender Betonschildplatte denkt. Ein abstürzendes Flugzeug erreicht dann nicht mehr das umgebende Bauwerk, vielmehr wird nur die resultierende Belastung mit einer durch das Schüttgut veränderten Charakteristik auf das Bauwerk einwirken. Eine derartig überschüttete Anlage kann auch gegen die Einwirkung konventioneller Bomben geschützt sein.

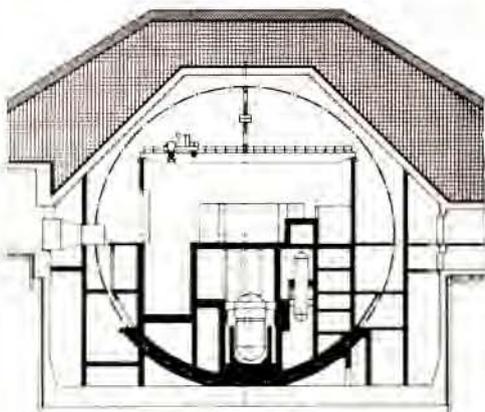
Die eingangs herausgestellten sicherheitstechnischen Aufgaben des umgebenden Gebäudes, als Sekundärabschirmung zu wirken und Schutz gegen Einwirkungen von außen sowie Störmaßnahmen Dritter zu bieten, könnten bei der hier angesprochenen bodeneingebetteten Bauweise durchaus besser erfüllt werden als bei oberirdischen Kernkraftwerken. Besondere Maßnahmen wären dort zu treffen, wo sich Zugänge befinden.

Auf Grund ähnlicher Überlegungen dürfte bei der Kavernenbauweise ebenfalls ein erhöhter Schutz erreichbar sein.

Aus den bei der unterirdischen Bauweise zu betrachtenden Teilaspekten wurde ein einzelner herausgegriffen. Eine Beurteilung des mit dieser Bauweise eventuell insgesamt erreichbaren sicherheitstechnischen Gewinns kann erst nach Vorliegen aller initiierten Studien und deren ausführlicher Diskussion vorgenommen werden.

### Zuständigkeiten im Genehmigungsverfahren

Die rechtliche Grundlage für die friedliche Verwendung der Kernenergie ist das Atomgesetz. In § 7 des Atomgesetzes ist



- Gebäude
- Sicherheitsbehälter
- ▨ Überschüttung
- ▩ Betonschildplatte

Bild 9: Prinzipskizze eines Reaktor Gebäudes in bodeneingebetteter Bauweise.

unter anderem festgelegt, daß die Errichtung und der Betrieb einer ortsfesten Anlage zur Erzeugung oder zur Spaltung von Kernbrennstoffen einer Genehmigung bedürfen. Ferner sind dort auch die Voraussetzungen angegeben, die zur Erteilung einer Genehmigung erfüllt werden müssen.

In dem hier angesprochenen Zusammenhang interessieren zwei der dort genannten Voraussetzungen besonders:

- Die nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage muß getroffen sein, und
- der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter muß gewährleistet sein.

Zur Erfüllung dieser Voraussetzungen ist es zunächst erforderlich festzustellen, welche Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage entstehen könnten, und zu entscheiden – gegebenenfalls unter Zuhilfenahme probabilistischer Methoden –, welche Lastannahmen bei einer Auslegung zu berücksichtigen sind, um Schäden zu vermeiden. Danach gilt es festzulegen, unter welchen zusätzlichen Randbedingungen eine Auslegung bei diesen definierten Lastannahmen erfolgen soll, und schließlich ist dann dafür Sorge zu tragen, daß diese geforderte Auslegung nach dem Stand der Wissenschaft und Technik in eine Konstruktion oder ein Bauwerk umgesetzt wird.

Das umgebende Gebäude ist eine bauliche Anlage und unterliegt damit den Vorschriften der Landesbauordnung. Für die Überwachung der Einhaltung dieser Vorschriften sind die Bauaufsichtsbehörden zuständig. Auf Grund der besonderen Anforderungen an bauliche Anlagen in Kernkraftwerken, insbesondere auch an das umgebende Gebäude, war es erforderlich, über bestehende Regeln und Richtlinien hinausgehende Vorschriften zu erlassen. Hier ist nochmals an die bereits erwähnten Richtlinien zur Auslegung gegen Einwirkungen von außen zu erinnern sowie an den in Vorbereitung befindlichen Norm-Entwurf für Sicherheitshüllen. Wenn einschlägige Richtlinien nicht bestehen, sind Zustimmungen im Einzelfall einzuholen.

## Diskussion

G. Watzel, (RWE Essen):

Zum Prinzip des Containmentsystems beim SNR: Die äußere Struktur dient wesentlich dem Schutz gegen Flugzeugabsturz und hat Wandstärken bis zu 2 m im Gegensatz zum Außengebäude, das aus Abschirmgründen auf 40 cm dimensioniert ist (aktive Atmosphäre zwischen Außenliner und äußerem Containment bei Störfall). Es ist hier besonders starke Aufspaltung von Sicherheitsaufgaben auf verschiedene Bauteile zu beobachten, eine Folge der Situation, daß sich erst während der Errichtung Genehmigungsaufgaben herausbilden und präzisieren. Im übrigen besteht eine Parallele zum HTR in der Hinsicht, daß bei Einwirkungen von außen die Integrität des Liners nicht erforderlich ist.

H. Alex, (GRS):

Beim Lastfall Flugzeugabsturz kann nicht ausgeschlossen werden, daß beim SNR die äußere Dichthaut, die das äußere Containment umschließt, leckgeschlagen wird. Eine ähnliche Situation hat man beim Druckwasserreaktor, wenn man davon ausgeht, daß beim Lastfall Flugzeugabsturz an der Auftreffstelle große Verformungen des umgebenden Gebäudes zulässig sind. Sowohl die Ringspaltabsaugung beim Druckwasserreaktor als auch die Absaugung des Reventingspaltes beim SNR sind für Leckagen des Sicherheitsbehälters vorgesehen, die bei einem Störfall aus dem Betrieb der Anlage heraus erfolgen könnten. Der Sicherheitsbehälter dieser Anlagen würde durch ein solches Ereignis nur mittelbar, zum Beispiel durch Erschütterungen berührt werden.

Die Zuständigkeit für die richtige Auslegung der baulichen Anlagen einschließlich des umgebenden Gebäudes entsprechend definierter Anforderungen liegt bei den Bauaufsichtsbehörden. Wer aber formuliert die Anforderungen?

Die Formulierung dieser Anforderungen ist letztlich im Rahmen der sicherheits- und sicherungstechnischen Beurteilung der jeweiligen Anlage zu erarbeiten. Zu diesem Zweck beteiligt die atomrechtliche Genehmigungsbehörde alle Behörden des Bundes, der Länder, der Gemeinden und der sonstigen Gebietskörperschaften, deren Zuständigkeit berührt wird.

Zusätzlich wird von der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde ein sicherheitstechnisches Gutachten, das in der Regel von Technischen Überwachungs-Vereinen und der GRS erstellt wird, eingeholt. Gegebenenfalls werden für spezielle Fragen weitere Gutachter eingeschaltet.

### Schrifttum

- [1] Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke. Verabschiedet im Länderausschuß für Atomkernenergie am 12. Oktober 1977.
- [2] Schutz von Kernkraftwerken gegen äußere Einwirkungen – Flugzeugabsturz, Druckwellen, Erdbeben. 10. IRS-Fachgespräch in Köln, 30. und 31. Oktober 1974. IRS – T – 27 (April 1975).
- [3] Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung) vom 13. Oktober 1976.
- [4] Institut für Bautechnik, Berlin: Richtlinien für die Bemessung von Stahlbetonbauteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche äußere Belastungen (Erdbeben, äußere Explosionen, Flugzeugabsturz), Fassung Juli 1974.
- [5] Institut für Bautechnik, Berlin: Ergänzende Bestimmungen zu den „Richtlinien für die Bemessung von Stahlbetonbauteilen von Kernkraftwerken für außergewöhnliche Belastungen“. Fassung November 1975.
- [6] Bachus, K. P., und H. Schnurer: BMI-Studienprojekt „Unterirdische Bauweise von Kernkraftwerken“. atw 23 (1978) Nr. 3, S. 127/9.
- [7] Aites, I., K. Kasper, W. Kröger und K. Schwarzer: Zur unterirdischen Errichtung von Kernkraftwerken – Beurteilung der bodeneingebetteten Bauweise in offener Baugrube, atw 23 (1978) Nr. 3, S. 129/36.
- [8] Sütterlin, L.: Schutz von Kernkraftwerken gegen Einwirkungen von außen. Vortrag, gehalten anlässlich einer DAIF-Sonderveranstaltung, Mainz, 16. Januar 1978.

Beim Reaktorschutzgebäude des HTR dagegen würde beim Lastfall Flugzeugabsturz mit großen Verformungen im Auftreffbereich gegebenenfalls eine Undichtheit des Sicherheitsbehälters hervorgerufen werden, da hier eine Trennung von umgebendem Gebäude und Sicherheitsbehälter – wie ausgeführt – nicht vorhanden ist.

H.-J. Danzmann, (GRS):

Ich möchte an Herrn Kuntze die Frage richten, inwieweit die Antwortspektren tatsächlich geeignet sind, die im Ernstfall auftretenden Belastungen wiederzugeben. Von Kernenergiekritikern wird dies verschiedentlich verneint.

W. M. Kuntze, (GRS):

Man könnte lange über die verschiedenen Einflußgrößen bei der Spektrenermittlung reden. Kritische Punkte sind heutzutage neben der eigentlichen Idealisierung des Bauwerkes selbst insbesondere das Bodenmodell; zum anderen sind auch bei den heute üblichen modalen Dämpfungsansätzen gewisse Unsicherheiten vorhanden.

Herr Alex hatte in seinem Vortrag angesprochen, daß in unserem Haus zur Zeit Untersuchungen zur Eignung von Balkenmodellen zur Ermittlung von Spektren zur Komponentenauslegung durchgeführt werden. Es hat sich herausgestellt, daß bei bestimmten komplexen Gebäudeformen mit unregelmäßigen Massen- und Steifigkeitsverteilungen, wie sie in Kernkraftwerken häufig auftreten, und auch bei besonderen Last-

fällen, bei denen hochfrequente Eigenformen in den Strukturen angeregt werden, wie das zum Beispiel beim Lastfall Flugzeugabsturz der Fall ist, Balkenmodelle nicht immer als ausreichend angesehen werden können. Ich möchte betonen, daß diese Aussagen sich auf die Ermittlung von Belastungsfunktionen zur Komponentenauslegung beschränken. Die Anwendung von Balkenmodellen in der Bautechnik wollen wir nicht in Frage stellen.

Wir sind der Meinung, daß es grundsätzlich möglich ist, mit geeigneten Modellen, die unter Umständen einen gewissen Aufwand in der Idealisierung erfordern, und bewährten Rechenprogrammen für alle relevanten Lastfälle der äußeren Einwirkungen aussagefähige Spektren für die Komponentenauslegung zu generieren.

K. Baumgärtel, (GRS):

Gestatten Sie mir am Schluß der Fachvorträge eine Bemerkung, die das Vortragsprogramm betreffen. Herr Kellermann

hat in seiner Einführung den Würigassen-Störfall und die Markviken-Versuche angesprochen. Mit diesen Versuchen sind die speziellen Belastungen durch Kondensationsvorgänge verbunden. Im Forschungsprogramm des BMFT sind umfangreiche Mittel für die Untersuchung dieser Vorgänge aufgewendet worden. Warum wurden diese Belastungsvorgänge im Fachgespräch nicht ihrer Bedeutung entsprechend behandelt?

E. F. Hicken, (GRS):

Die Hineinnahme dieses Themengebietes wurde natürlich diskutiert. Zur ausführlichen Behandlung wären jedoch drei bis vier Vorträge notwendig gewesen. Die derzeitige Themenfolge wäre dann entsprechend gekürzt worden. Es wurde entschieden, daß es wichtiger sei, die Vorträge in der jetzigen Reihenfolge zu belassen, zumal die Problematik des Druckabbausystems in Sachverständigenkreissitzungen, zu denen Sie auch gehen, ausführlich behandelt wird.

# Zusammenfassung der Ergebnisse

Von E. F. Hicken<sup>1)</sup>

Herr Direktor *Kellermann* wies in seiner Eröffnung auf den hohen Sicherheitsstandard von Sicherheitsbehältern hin. Die Themen der Fachbeiträge behandelten

- die Beschreibung einiger Konzepte,
- die Beurteilung der Wirksamkeit und
- die Darstellung der Auslegungsgesichtspunkte von Sicherheitsbehältern.

Die Konzeptionen der Sicherheitsbehälter haben sich konsolidiert:

- beim Druckwasserreaktor (DWR) zum Volldrucksicherheitsbehälter. Die Verwendung eines Eiskondensators wird offensichtlich nicht mehr weiter verfolgt;
- beim Siedewasserreaktor (SWR) nach dem Aufgeben des Kugelsicherheitsbehälters in Deutschland und den verschiedenen Typen in den USA zum Betonsicherheitsbehälter mit Druckabbausystem. Die Bauweisen in den USA und in Deutschland sind jedoch noch unterschiedlich;
- beim Hochtemperaturreaktor (HTR) und Schnellem Natriumgekühlten Reaktor (SNR) zum Betonsicherheitsbehälter mit Liner.

Diese Konsolidierung erlaubt eine Standardisierung und Erweiterung der Erfahrung und damit eine Erhöhung der Sicherheit.

Die unterirdische Bauweise scheint zur Zeit unter einigen Gesichtspunkten Vorteile, unter anderen dagegen Nachteile aufzuweisen. Eine Wertung wird erst nach Abschluß der laufenden Arbeiten erfolgen.

Die Wirksamkeit des Sicherheitsbehälters bezüglich der Rückhaltefunktion wurde von Herrn *Friederichs* beschrieben. Die im Sicherheitsbehälter freigesetzte Aktivität wurde bis zur Freisetzung in die Umgebung durch

- radioaktiven Zerfall,
- Abscheideeffekte im Sicherheitsbehälter und
- Rückhaltung im Filter

sehr stark reduziert. Durchgeführte Rechnungen haben gezeigt, daß die integrale Gesamtfreisetzung über den Kamin nach zehn Tagen praktisch einen Sättigungswert erreicht. Die Diskussionen zeigten, daß die Rechenannahmen im allgemeinen konservativ sind. Damit zeigt sich, daß die Barriere „Sicherheitsbehälter“ die Umweltbelastung stark reduziert und sich seine Einführung nachträglich bestätigt.

Die Belastungen der Sicherheitsbehälter erfolgen im wesentlichen durch thermodynamische Belastungen, wie Druck und Temperatur und durch äußere Einwirkungen, wie Erdbeben, Flugzeugabsturz und Druckeinwirkungen durch chemische Reaktionen. Herr *Risse* diskutierte für die thermodynamischen Belastungen die Rechenprogramme und die zugehörigen Experimente. Die experimentellen Ergebnisse haben zum einen zwar neue physikalische Effekte sichtbar gemacht, sie haben jedoch die Auslegungsrechnungen von früher mit einfachen konservativen Annahmen und einfachen Rechen-

programmen nicht umgestoßen. Dies sollte auch für alle die eine Beruhigung sein, die glauben, daß man nur mit komplizierten Rechenprogrammen und sehr teuren Experimenten etwas auslegen kann. Wie die Diskussion zeigte, besteht noch die Notwendigkeit, die erforderlichen Genauigkeiten zu spezifizieren, um Anhaltspunkte für zukünftig durchzuführende Programmverbesserungen und Versuche zu erhalten.

Im Gegensatz zu den thermodynamischen Belastungen sind im Laufe der Zeit einige neue Störfälle, so zum Beispiel der Flugzeugabsturz, mit immer steigenden Belastungen hinzugekommen. Ältere Anlagen können daher diese Belastungen zum Teil nicht ohne Schädigung tragen.

Herr *Engel* beschäftigte sich mit der Aufgabe (Anforderungen, Methoden, Durchführung) der integralen Leckratenprüfung. Die Dichtheit ist eine Vorbedingung für die Funktionstüchtigkeit des Sicherheitsbehälters. Der Beitrag zeigte, daß die vorgegebene maximal zulässige Leckrate langfristig durch Erst- und Wiederholungsprüfungen eingehalten werden kann. Die Diskussion ergab, daß der Prüfdruck bei Wiederholungsprüfungen in der Schweiz wesentlich höher ist als in der Bundesrepublik Deutschland. Außerdem wurde von einigen die Verifikation der Übertragbarkeit der Druckabhängigkeit der Erstprüfung auf Wiederholungsprüfung als zum Teil noch nicht zufriedenstellend bezeichnet. Es wurde der Wunsch geäußert, die Dichtheit des Sicherheitsbehälters fortlaufend zu prüfen.

Herr *Schulz* wies in seinem Beitrag auf die Berechnungsmethoden, die Verbesserungen bei der Werkstoffauswahl und bei den Fertigungen und Prüfungen hin. Er beurteilte den Stahlbehälter in Kugelform beim Druckwasserreaktor als von der Berechnung her unproblematisch. Beim Stahlbehälter mit Druckabbausystem sind die Unsicherheiten bei der Belastung größer als beim vorher genannten Stahlbehälter des Druckwasserreaktors.

Herr *Heyder* wies in seinem Kurzreferat ergänzend auf den Brandschutz, insbesondere auf die Früherkennung und Verwendung schwer und langsam brennbarer Stoffe hin.

Die derzeitigen Beurteilungen über die Abtragbarkeit einer Last gehen von deterministischen konservativen Angaben aus. Dies bedeutet in vielen Fällen eine Unabhängigkeit von Last und Abtragbarkeit. Wie man dem wirklichen Verhalten näher kommt, hat Herr *Kafka* in seinem Vortrag über probabilistische Zuverlässigkeitsbeurteilungen aufgezeigt. Es sollte jedoch deutlich festgestellt werden, daß diese Berechnungsweise derzeit nur unterstützend bei der Beurteilung angewendet werden kann. Diese Methode dürfte jedoch dazu beitragen, Grenzbetrachtungen leichter durchzuführen und Anstöße für Verbesserungen zu geben.

Herr *Alex* wies auf das Gebäude als Bestandteil des Sicherheitseinschlusses hin. Er stellte den zusätzlichen Schutz gegen Einwirkungen von außen und Störmaßnahmen Dritter heraus.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß das GRS-Fachgespräch über Sicherheitsbehälter deren hohen Sicherheitsstandard aufgezeigt hat. Wohl gibt es einige Punkte, bei denen die bestehenden Unsicherheiten vermindert werden sollten, jedoch ändert dies nichts an der allgemeinen Aussage.

1) Professor Dr.-Ing. E. F. Hicken, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

