

Störfallpfade zum Kernversagen und Möglichkeit seiner Beherrschung

Von F. Mayinger, München

Experimentelle Untersuchungen und theoretische Analysen in den vergangenen Jahren haben einen solchen Fortschritt im Stand der Kenntnisse gebracht, daß das Verhalten des Reaktorkernes im Kühlmittelverluststörfall mit wesentlich größerer physikalischer Realität als früher vorhergesagt werden kann. Es erscheint wichtig, auch die Risikoanalysen auf den neuesten Stand der Kenntnisse über das thermohydraulische Verhalten im Primärkreis während eines Störfalles zu bringen. Die gewonnenen Erkenntnisse weisen darauf hin, daß eine Aufrüstung der Notkühlssysteme weder notwendig noch sinnvoll ist. Großer Wert sollte auf die Ausbildung des Bedienungspersonals und dessen zuverlässige Information über den hydro- und thermodynamischen Zustand im Kern gelegt werden.

1. Risikobeitrag verschiedener Störfallpfade

Sowohl die Amerikanische [1] als auch die Deutsche [2] Risikostudie mißt kleinen Leckagen im Primärkreis und dem Notstromfall wesentlich größere Bedeutung für den Risikobeitrag zu als dem Kühlmittelverlust infolge Versagens einer großen Rohrleitung, wie z. B. dem doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung. Dies rührt daher, daß wegen des hohen Standes der Qualitätssicherung ein Rundabriß einer großen Rohrleitung oder eine Leckage, die einem 2-F-Bruch entspricht, äußerst unwahrscheinliche Ereignisse sind, Fehlbedienungen bei den viel wahrscheinlicheren kleinen Leckagen oder bei Transienten mit oder ohne anfänglichem Kühlmittelverlust, aber – wie uns die Ereignisse in Three Miles Island lehren – zu Core-Schäden führen können.

Kleine Leckagen in einer Hauptkühlmittelleitung am Druckhalter oder an Meßstutzen führen keineswegs automatisch und „per se“ zu Kernschäden, vielmehr muß zusätzlich eine andere Systemfunktion nicht oder nicht sicherheitsgerichtet agieren bzw. reagieren.

Bei Ausfall der Hauptwärmesenke, also der Turbine und des Kondensators, muß die im Kern gespeicherte und durch Nachzerfall erzeugte Wärme über die Dampferzeuger durch

Anschrift des Verfassers:

Prof. Dr. F. Mayinger, Lehrstuhl A für Thermodynamik, TU München, Postfach 202420, 8000 München 2.

Überarbeitete Fassung des Vortrags, gehalten am 5. 5. 82 in der Fachsitzung „Möglichkeiten und Auswirkungen schwerer Reaktorunfälle“, auf der Jahrestagung Kerntechnik '82 des Deutschen Atomforums und der Kerntechnischen Gesellschaft in Mannheim. Die Vorträge der drei Fachsitzungen werden vom Deutschen Atomforum jeweils geschlossen als Broschüren herausgegeben.

sekundärseitige Druck- und Temperaturabsenkung abgeführt werden, was durch Abblasen von Frischdampf geschieht. Dabei kommt dem zuverlässigen Arbeiten dieser Abblaseventile und der Speisewasserversorgung der Dampferzeuger, wie Tab. 1 zeigt, große Bedeutung zu [2]. Die Druckentlastung der Sekundärseite der Dampferzeuger darf aber auch nicht zu rasch erfolgen, da sonst die Sicherheitseinrichtungen dies fälschlicherweise als Frischdampfleitungsbruch interpretieren würden, was zum Ansprechen der Isolationsventile führen würde, wodurch die Dampfabgabe und damit auch die sekundärseitige Temperaturabsenkung der Dampferzeuger für mehrere Minuten blockiert wären.

Die Deutsche Risikostudie ging bei ihren Betrachtungen noch von der Annahme aus, daß das Abfahren der Dampferzeuger überwiegend von Hand erfolgt, wobei an den Operatoren hohe Anforderungen hinsichtlich der Einhaltung eines Toleranzbandes beim zeitlichen Druckgradienten gestellt werden. Diese Annahme war zum Zeitpunkt der Erarbeitung der Deutschen Risikostudie noch gerechtfertigt, bei ihrer Drucklegung aber schon überholt. Die Beitragshäufigkeit ausgefallener oder fehlgerichteter Systemfunktionen zum Kernschmelzen in Tab. 1 bedarf deshalb nach dem heutigen Stand der Technik, der bei allen deutschen Druckwasserreaktoren ein automatisch arbeitendes, computergesteuertes Dampferzeuger-Abfahrtsystem ausweist, als überholt betrachtet werden. Dies verschiebt etwas die Relationen zwischen den Risikobeiträgen von kleinem Leck, Notstromfall und großem Leck.

Die Deutsche Risikostudie geht aber auch weiterhin davon aus, daß immer dann, wenn die Anforderungen der Leitlinien der *Reaktorsicherheitskommission* gerade nicht mehr erfüllt sind, der Störfall zwangsläufig zum Kernschmelzen führt. Auch diese Annahme ist aus der Sicht des damaligen Kenntnisstandes zu sehen, der keine detaillierten Aussagen über Zwischenstadien von genehmigungsgemäß funktionierender Notkühlung bis zum totalen Ausfall aller Wärmeabfuhrsysteme erlaubte. Selbst die Ausgangsbasis der Kernschmelzpfade, nämlich die bei den vom Genehmigungsverfahren abgedeckten Auslegungstörfällen zu erwartenden Temperaturen und eventuellen Beschädigungen der Brennstabhüllen sind aufgrund zahlreicher konservativer Annahmen überschätzt. Bei der Diskussion von Störfallpfaden bedarf deshalb zunächst die Vorhersage des Auslegungstörfalles einer kritischen Überprüfung.

2. Der Auslegungstörfall

Unter Auslegungstörfall wird häufig der doppelendige Bruch an einer beliebigen Stelle der Haupt-Primärkühlmittelleitung verstanden, wobei gemäß den RSK-Leitlinien zu unterstellen ist, daß von den 4 Notkühlssystemen 2 wegen Reparatur, Inspektion oder eines Fehlers nicht verfügbar sind und das 3. teilweise in die lecke Leitung speist. Die auf dieser reduzierten Systemverfügbarkeit basierenden Notkühlrechnungen gehen zudem von einer Reihe konservativer, d. h. für die Core-Integrität während des Kühlmittelverluststörfalles pessimistischer Annahmen für die Effektivität des Wärmetransportes im Kern aus, von denen als wichtigste zu nennen sind:

- große örtliche Leistungsüberhöhung im Kern (F_q -Faktor 2,5),
- hohe Nachwärmeleistung,
- für die Temperaturen der Hüllen ungünstiger Spaltübergang und
- schlechter Wärmeübergang zwischen Hülle und Fluid im Kern.

Das Eintreffen dieser konservativen Annahmen, die a priori in die Genehmigungsrechnung eingeführt werden, ist ebenfalls historisch begründet, da früher fluiddynamische und thermo-

Tabelle 1: Risikobeitrag von kleinen Lecks und von Transienten ohne Kühlmittelverlust

Transiente	Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit	darin Anteil der Systemfunktion: „Speisewasserversorgung und FD-Abgabe“	Beitrag der Systemfunktion „Speisewasserversorgung und FD-Abgabe“ zur Kernschmelzhäufigkeit
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung Notstromfall	67%	90%	60,3 %
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	15%	100%	15 %
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	3%	100%	3 %
Kleines Leck am Druckhalter bei anderen Transienten	7%	20%	1,4 %
ATWS-Störfälle	2%	25%	0,5 %
	1%	5%	0,05%
Summe	95%		80,25%

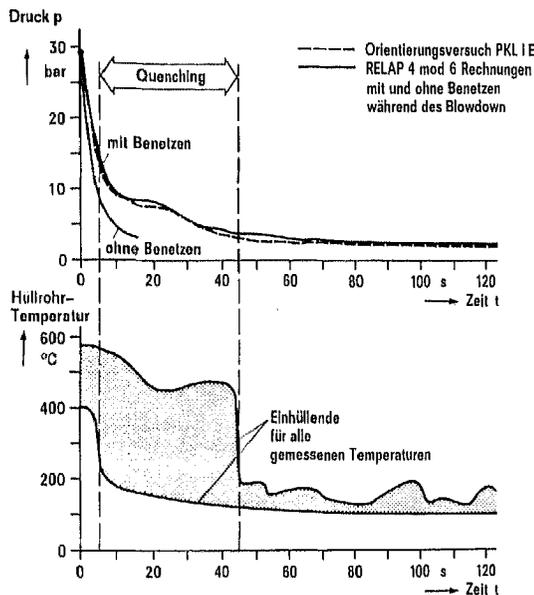


Abb. 1: End-of-Blowdown-Messung im PKL-Versuchsstand.

dynamische Detailphänomene und ihre Auswirkungen auf die Kühlung des Kernes nicht so genau bekannt waren, wie dies heute der Fall ist, und man deshalb die verbleibende Unsicherheit durch konservative Annahmen abdeckte, um sicher zu sein, daß man nicht zu günstige, d. h. zu niedrige Temperaturen der Brennstabhüllen vorhersagte. Experimentelle Untersuchungen und theoretische Analysen in den vergangenen Jahren haben aber inzwischen einen solchen Fortschritt im Stand unserer Kenntnisse gebracht, daß es heute möglich ist, das Verhalten des Kernes im Kühlmittelverluststörfall mit wesentlich größerer physikalischer Realität vorherzusagen. Bei den experimentellen Aktivitäten sind insbesondere die Untersuchungen in den Anlagen PKL [3], LOBI [4], SEMISCALE [5] und LOFT [6] zu nennen. Neue Rechenprogramme, wie DRUFAN [7], TRAC [8] und RELAP 5 [9], erlauben nicht nur komplizierte zweiphasige Strömungsvorgänge mit thermodynamischem Ungleichgewicht zwischen den Phasen zu beschreiben, sondern auch die Strömung im Reaktordruckbehälter großräumig, d. h. 2- und 3-dimensional zu verfolgen.

Vergleicht man die mit vielen konservativen Annahmen behafteten Ergebnisse der Sicherheitsanalysen im Genehmigungsverfahren mit den Aussagen neuer Rechenprogramme, die das zu erwartende fluiddynamische und thermodynamische Verhalten nach bestem Wissen – *best estimate* – beinhalten und verarbeiten, so ergeben sich erhebliche Unterschiede im zeitlichen Temperaturverlauf der Brennstabhüllen. Die mit dem TRAC-Code vom *Los Alamos National Laboratory* für einen deutschen Referenz-Druckwasserreaktor berechneten Hüllentemperaturen liegen sogar niedriger als die von der *Kraftwerk Union AG (KWU)* mit dort verfügbaren Rechenprogrammen ermittelten Daten. Dies liegt nicht so sehr an dem unterschiedlichen Aufbau der verwendeten Programme oder an den darin verwendeten physikalischen Modellvorstellungen, vielmehr wurde im TRAC-Rechenprogramm die Kühlwirkung des am Ende der Blowdown-Phase aus den Druckspeichern strömenden Notkühlwassers zum ersten Mal physikalisch realistisch betrachtet. Dadurch kommt nicht nur die Temperaturspitze zu Beginn des Wiederauffüllens nicht in diesem Maße zustande, wie sie im Genehmigungsverfahren vorhergesagt wird, sondern durch diese frühzeitige aus dem Wiederbenetzen der Brennstoffstäbe herrührende Wärmeabfuhr ist zum Ende der Blowdown-Phase ein zweiter für Brennstabschäden wesentlich gefährlicherer Temperaturpeak voraussichtlich gar nicht mehr zu erwarten.

Diese Erkenntnis stützt sich keineswegs auf theoretische Analysen allein, in orientierenden Versuchen in der PKL-Anlage [10], bei denen die End-of-Blowdown-Phase simuliert wurde, fand man ganz ähnliche, die TRAC-Rechnungen bestätigende Ergebnisse, wie Abb. 1 beweist. Für Überlegungen zum Kernversagen bei teilweise oder zeitweisem Ausfall von Notkühlkomponenten über das in den RSK-Leitlinien festgelegte Maximalmaß hinaus, ist es nicht sinnvoll, von den konservativen Ergebnissen der Genehmigungsrechnung auszugehen, sondern es muß auf Berechnungen aufgebaut werden, die auf den Gesetzen der Physik besser entsprechenden Annahmen beruhen. Diese sogenannten *Best-estimate*-Annahmen sind in zwei Klassen einzuteilen, nämlich in solche deterministischer und probabilistischer Natur. Deterministisch voraussagbar sind z. B. die zeitliche Abhängigkeit der Nachzerfallwärme, der Wärmeübergang bei gegebenen fluid- und thermodynamischen Bedingungen und die temperaturabhängige Wärmefreisetzung bei der Zirkon-Wasser-Reaktion. Probabilistischer Natur sind der Wärmeübergang durch den Spalt zwischen Pellet und Hüllrohr, da sich das Pellet exzentrisch verlagern kann oder die Verfügbarkeit der Notkühlkomponenten. Beide Risikostudien [1, 2] nehmen an, daß bei Ausfall zusätzlicher Notkühlkomponenten über das in den RSK-Leitlinien festgelegte Maß hinaus, definitiv und ohne Übergangsbereich Kernschmelzen eintritt. In welchem Maße diese Annahme konservativ und physikalisch unangebracht ist, sollen die folgenden Überlegungen, eingeteilt nach Störfällen mit großen und kleinen Leckagen zeigen.

3. Folgen von Systemversagen bei großen Lecks

Bei großen Lecks, bis hin zum doppelendigen Bruch einer Primärkühlmittelleitung, kommt in den ersten Minuten nach Störfalleintritt den sogenannten Druckspeichern die entscheidende Bedeutung für die Kühlung der Brennstäbe und damit für die Vermeidung unzulässiger Hüllrohrtemperaturen zu. Diese Druckspeicher sind Behälter, die zu $\frac{2}{3}$ mit Wasser und zu $\frac{1}{3}$ mit, je nach Reaktorbauart, auf rund 25 bis 40 bar vorgespanntem Stickstoff gefüllt sind. Sie sind über Rückschlagklappen mit dem Primärsystem des Reaktors verbunden, die sich automatisch öffnen, wenn der Druck im Primärkreis im Laufe des Störfalles unter den des Stickstoffpolsters

Tabelle 2: Tolerierbare Ansprechverzögerung der Niederdruck-Nachkühlpumpe bis lokales Kernschmelzen einsetzen würde

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

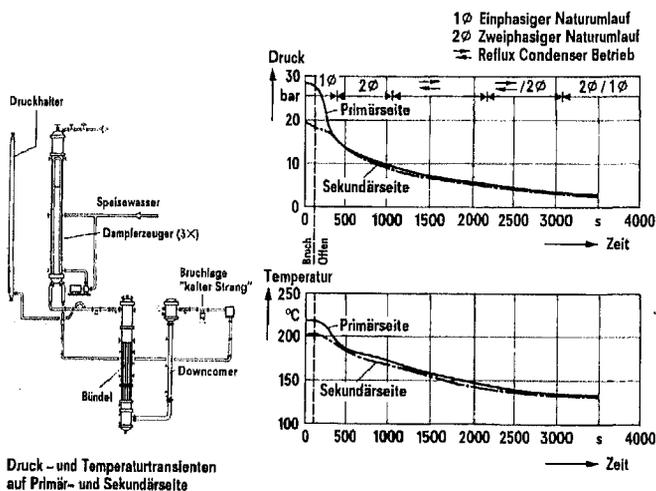


Abb. 2: PKL-Versuch kleines Leck ($\hat{=} 80 \text{ cm}^2$) kaltseitige Einspeisung des Notkühlwassers.

im Druckhalter sinkt. Wegen dieser automatischen und unabhängig von äußeren Steuerungsbefehlen oder aktiven Komponenten arbeitenden Wirkungsweise, haben diese Druckspeicher hohe Zuverlässigkeit. KWU-Reaktoren neuerer Bauart besitzen 8, ältere und amerikanische Anlagen 4 Druckspeicher. Zeitlich nach den Druckspeichern werden die Niederdruckpumpen wirksam, die gegen einen Gegendruck von 5-8 bar im Primärsystem fördern können. Die Einspeisung der Hochdruckpumpen, die eine Förderhöhe bis zu 110 bar aufweisen, ist bei großen Leckagen, insbesondere beim doppelendigen Bruch, zu gering, um den Flüssigkeitsspiegel im Kern zu erhalten bzw. wieder ansteigen zu lassen. Sie sollen deshalb hier unberücksichtigt bleiben. Ihnen kommt bei kleinen Lecks die entscheidende Bedeutung für die sichere Wassereinspeisung und damit für den Einsatz des Primärkühlmittels zu.

Mit abnehmender Zahl der wirksamen Druckspeicher steigt die Zeit bis zur Wiederbenetzung der am höchsten belasteten Brennstäbe im Kern an, wobei sie noch wesentlich davon abhängt, ob nur eine Niederdruckpumpe oder 3 - eine fördert auf die Bruchstelle - Wasser in den Reaktordruckbehälter bringen. Aber selbst unter der sehr pessimistischen und physikalisch sicher unrealistischen Annahme, daß kein Druckspeicher wirksam wird und nur eine Niederdruckpumpe zur Verfügung steht, sind auch die hochbelasteten - heißen - Stäbe nach rund 6 Minuten wieder benetzt. In dieser Zeit treten noch keine Temperaturen im Reaktorkern auf, welche die von der RSK festgelegte obere Grenze von 1200 °C merklich überschreiten. Rechnungen, die in umfangreichen Studien von GRS [11], KWU [12] und BBR [13] durchgeführt

wurden, ergaben für einen 2-F-Bruch bei der Wirksamkeit nur eines Notkühlsystems maximale Temperaturen zwischen 1220 und 1260 °C. Unter diesen thermodynamischen Bedingungen ist zwar ein Teil der Hüllrohre aufgebläht - ballooned - und gebersten, alle Brennstäbe bleiben aber kühlbar, und es tritt keineswegs, auch nicht lokal, Kernschmelzen ein.

Man kann nun noch unterstellen, daß die Niederdruckpumpe nicht sofort, sondern erst zeitlich verzögert anläuft, was z. B. bei Netzausfall und zusätzlicher nicht rechtzeitiger Notstrombereitstellung - Startschwierigkeiten aller 4 Notstromdiesel - eintreten könnte. Auch solche Verzögerungen sind noch ohne unbeherrschbares Kernschmelzen tolerierbar, wie Tab. 2 zeigt. Unterstellt man, daß von den 8 Druckspeichern eines modernen Reaktors von 1300 MW Leistung 7 wirksam werden, so steht eine Zeit von nahezu 30 min zur Verfügung, bis eine der Notkühlpumpen einspeisen muß. Erst dann steigt die Temperatur der Hüllen der höchstbelasteten Stäbe über das im Genehmigungsverfahren zugrunde gelegte Limit von 1200 °C und frühestens nach 32 min würden an einzelnen Stellen lokale Schmelznester entstehen. Der Grund für die Toleranzzeit ist einfach darin zu sehen, daß das in den Reaktordruckbehälter gebrachte Wasserinventar der Druckspeicher erst verdampft werden muß, bis ein nach Genehmigungsrichtlinien unzulässiger Temperaturanstieg im Kern erfolgen würde.

4. Auswirkungen von Systemversagen bei kleinen Lecks

Diskussionen über den TMI-Störfall und seine Folgen auf die Beschädigung des Kernes haben in der Öffentlichkeit den Eindruck erweckt, als ob solche Störfallursachen und -Sequenzen - nämlich kleine Leckagen im Primärkreis - im Genehmigungsverfahren und bei der sicherheitstechnischen Beurteilung der Notkühlung, nicht oder zumindest zuwenig beachtet worden wären. In der Bundesrepublik wurden schon Jahre vor Eintritt dieses Störfalles gerade die Störfallsequenzen von kleinen Leckagen besonders intensiv behandelt und berechnet, und es war bekannt, daß die Wärmeabfuhr aus dem Kern überwiegend mittels freier Konvektion über die Dampferzeuger erfolgen muß. Dies geschieht, wie erwähnt, dadurch, daß durch Abblasen von Frischdampf der Druck und damit auch die Temperatur auf der Sekundärseite der Dampferzeuger abgesenkt werden. Hierbei ist es keineswegs notwendig, daß der Primärkreis völlig mit Wasser gefüllt bleibt, es kann sich vielmehr ohne Beeinträchtigung der Kühlung des Cores ein Dampf-Flüssigkeits-Gemisch bilden, das den Wärmetransport übernimmt. Der Ansammlung von Dampf im oberen Bereich des Reaktordruckbehälters, dem sogenannten oberen Plenum, und damit der Ausbildung einer Dampfblase oberhalb der Abströmstutzen zu den Dampferzeugern, ist sicherheitstechnisch keine Bedeutung zuzumessen, und es sollte auch nicht versucht werden, eine solche Dampfblase in der Anfangsphase des Störfalles kurzfristig beseitigen zu wollen. Sie kann sich sogar stabilisierend auf den thermo- und fluiddynamischen Zustand im Primärkreis auswirken.

Aber auch wenn der Wasserspiegel unter die Kernoberkante sinken würde, blieben die Brennstäbe noch ohne Schaden kühlbar, wie Versuche in der PKL-Anlage zeigten [14]. Hierbei kommt allerdings dem Einspeisemodus große Bedeutung zu. Die meisten deutschen Druckwasserreaktoren haben Einspeisestellen für das Notkühlwasser in unmittelbarer Nähe der kalten und der heißen Stutzen der Hauptkühlmittelleitung. Vom heißen Stutzen gelangt das über die Hochdruckpumpen geförderte Notkühlwasser unmittelbar auf die Oberseite des Kernes und kühlt damit die obere Hälfte der Brennstäbe, auch wenn der mittlere Wasserstand im Kern

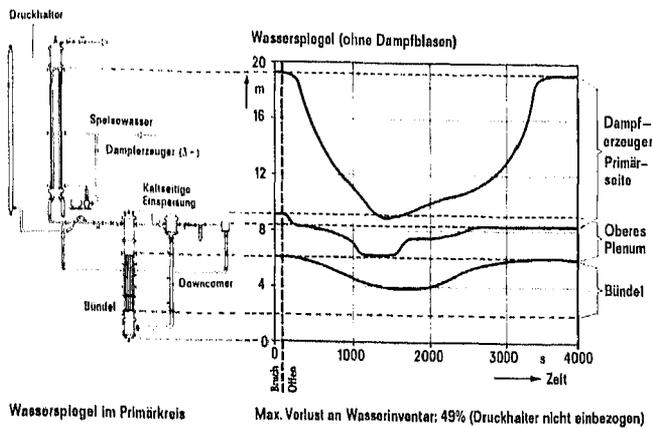


Abb. 3: PKL-Versuch kleines Leck ($\hat{=} 80 \text{ cm}^2$) kaltseitige Einspeisung des Notkühlwassers.

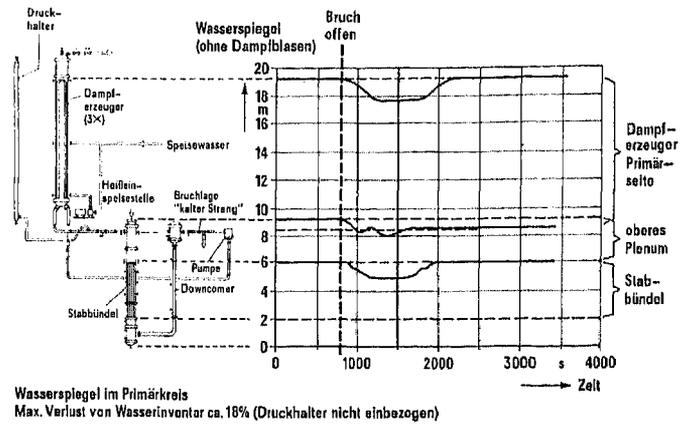


Abb. 4: PKL-Versuch kleines Leck ($= 80 \text{ cm}^2$) heißseitige Einspeisung des Notkühlwassers.

schon merklich abgesunken ist. Auf der kalten Seite eingebrachtes Notkühlwasser muß erst den Umweg über den Downcomer nehmen, um in das Core zu gelangen.

Die Verhältnisse im Kern, wie sie sich aufgrund von Messungen im PKL-Versuchsstand bei nur kaltseitiger Einspeisung und einem Bruch von rund 80 cm^2 im Bereich zwischen Hauptkühlmittel, Umwälzpumpe und Reaktordruckbehälter eines 1300-MW-Reaktors ergeben würden, zeigen die Abb. 3 und 4 [14]. Nach Abb. 2 sinkt der Druck im Primärkreis innerhalb etwa einer Stunde auf den des Sicherheitsbehälters, womit das Ausströmen beendet ist. Auf der Sekundärseite der Dampferzeuger muß parallel dazu der Druck durch Öffnen von Entlastungsventilen ebenfalls abgefahren werden, so daß, wie im unteren Diagramm von Abb. 2 zu erkennen, die Temperatur der Sekundärseite der Dampferzeuger stets einige K unter der der Primärseite liegt. Obwohl die Dampferzeuger primärseitig, wie man aus Abb. 3 erkennt, zeitweise nahezu völlig entleert werden, erfolgt ein Wärmetransport vom Core zu den Dampferzeugern, und der Kern wird dadurch gekühlt. Der sogenannte „kollabierte“ Wasserspiegel sinkt im Reaktordruckbehälter unter Kernmitte, ohne daß die Brennstäbe Schaden leiden. Unter „kollabiertem“ Wasserspiegel versteht man einen Wasserstand, der sich einstellen würde, wenn die Blasenbildung beim Sieden nicht zum Aufschäumen des Gemisches führen würde. In Wirklichkeit aber erhöht sich durch den Dampfgehalt im Wasser der Flüssigkeitsstand, und die Brennstäbe werden benetzt. Dies ist ein fluiddynamischer Zustand, der bei allen konventionellen Dampfkesseln zum Normalbetrieb gehört. Die Flüssigkeitsansammlung im oberen Plenum des Reaktordruckbehälters kommt dadurch zustande, daß durch den Siedevorgang Wasser aus dem Kern nach oben gerissen wird, das sich dort kurzzeitig ablagert und dann wieder nach unten strömt.

Günstiger werden die Verhältnisse, wenn bei gleicher Bruchlage und Bruchgröße das Notkühlwasser aus den Hochdruckpumpen statt über die kaltseitigen Stutzen in den Downcomer über die heißseitigen in das obere Plenum eingespeist wird, wie man aus Abb. 4 ersehen kann [14]. Die primärseitige Druckabsenkung und damit auch die Notwendigkeit des sekundärseitigen Abfahrens sind zwar nahezu gleich, wie bei kaltseitiger Zugabe des Notkühlwassers. Völlig anders aber gestaltet sich der zeitliche Verlauf des Kühlwasserinventars in den Dampferzeugern sowie im Reaktordruckbehälter (Abb. 5). Sowohl in den Dampferzeugern als auch im Reaktordruckbehälter sinkt der Wasserspiegel wesentlich weniger ab als dies bei kaltseitiger Einspeisung der Fall war. Dies läßt sich physikalisch ganz einfach dadurch erklären, daß jetzt das Wasser zuerst in den Kern gelangt bevor es über die Leckstelle wieder ausgetragen werden kann, während vorher ein Großteil

des Notkühlwassers, ohne überhaupt kühlwirksam zu werden, unmittelbar der Leckstelle zufließt. Den Transport des Notkühlwassers aus dem oberen Plenum in den Kern bewirkt einfach die Schwerkraft.

Einen zusammenfassenden Überblick über den Massentransport im Primärkreis und das sich einstellende Temperaturgefälle zwischen Primär- und Sekundärseite des Dampferzeugers, wie sie in PKL-Versuchen [14] gemessen wurden, für den gesamten denkbaren Bereich der fluiddynamischen Zustände im Primärkreis, gibt Abb. 5. Sie umfaßt die einphasige freie Konvektion mit unterkühltem Wasser, die Ausbildung von Dampf-Wasser-Gemischen im Bereich zwischen Kern und Dampferzeuger bis hin zum sogenannten Reflux-Boiler-Condenser-Betrieb, bei dem Dampf aus dem Kern aufsteigt, zum Dampferzeuger strömt, dort kondensiert und das Wasser durch Schwerkraft wieder auf dem gleichen Weg zum Kern zurückfließt. Man erkennt, daß die Verdampfung den Wärmetransport zwischen Kern und Dampferzeuger verbessert, was in Abb. 5 aus der Verringerung der Temperaturdifferenz zwischen Primär- und Sekundärseite des Dampferzeugers abzulesen ist. Die treibende Kraft der im Kern sich bildenden Dampfblasen erhöht zunächst den Naturumlauf über Dampferzeuger und außer Betrieb befindlicher Pumpe, bis schließlich bei zu hohem Dampfanteil ein Rückströmen des im aufsteigenden Rohrbereich des U-Rohr-Dampferzeugers kondensierten primärseitigen Wassers erfolgt, ohne daß jetzt ein Naturumlauf im vorhergehenden Sinne notwendig ist. Der Abtransport der Wärme erfolgt sekundärseitig durch Sieden. Im Amerikanischen wird diese Art des Wärmetransportes als Boiler-Condenser-Mode bezeichnet.

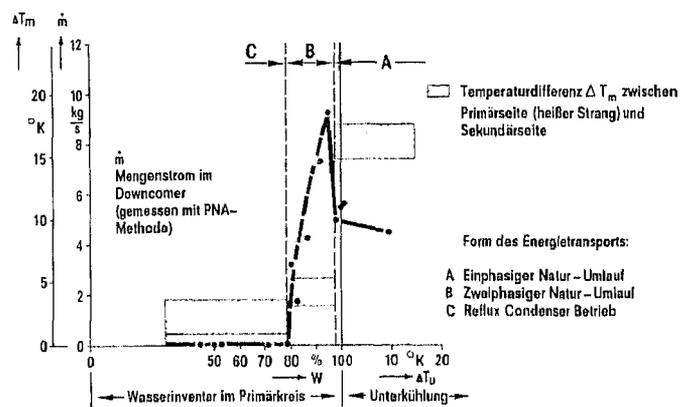


Abb. 5: Massentransport und Temperaturgefälle im Primärkreis bei kleinen Lecks (PKL-Versuch).

Tabelle 3: Tolerierbare Verzögerungen und Teilausfälle von Sicherheitssystemen bei kleinen Lecks

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

Die PKL-Versuchsanlage entspricht in ihren Höhenabmessungen genau einem 1300-MW-Druckwasserreaktor, so daß die Naturkonvektion im Reaktor und in der Versuchsanlage identisch ist. Der Querschnitt aller Primärkreis-komponenten ist gegenüber der Großausführung um den Faktor 134 verringert. Überträgt man deshalb die Versuchsergebnisse auf die Originalbedingungen, so erkennt man, daß 100 kg/s Dampfstrom ausreichend ist, um die Wärme ohne Brennelementschäden aus dem Kern abzuführen. Die Temperatur der Hüllrohre liegt dabei nahe der Sättigungstemperatur des Wassers im Zweiphasen-Gemisch.

Diesen Ergebnissen kann man nun entgegenhalten, daß mit dem Notkühlwasser auch der darin gelöste Stickstoff in den Primärkreis gelangt, der bei Anwärmung auf Sättigungstemperatur des Wassers aus Lösung geht und – wie man im Chemie-Ingenieurwesen seit langem weiß – den Wärmeübergang bei der Kondensation im Dampferzeuger erheblich verschlechtern kann. Brennelementschäden in Form von Bersten oder Undichtwerden einzelner Brennstäbe erhöhen den Gehalt an nichtkondensierbarem Gas im Dampf, was den Wärmeübergang nochmals verschlechtert. Schließlich käme bei einer Zirkon-Wasser-Reaktion noch Wasserstoff als nicht kondensierbarer Anteil im Gemisch hinzu. Befürchtungen gingen zeitweise dahin, daß diese nicht kondensierbaren Anteile im Dampf den Wärmetransport vom Kern zur Sekundärseite des Dampferzeugers völlig unterbinden könnten. Eine einfache Überschlagsrechnung zeigt zunächst, daß die gesamte in Frage kommende Gasmenge aus Stickstoff und Spaltgas nicht ausreicht, um auch nur einen der vier Dampferzeuger völlig zu füllen und damit zu blockieren. Bei teilweiser Füllung wird sich zwar, wie in PKL-Versuchen [15] demonstriert, der absteigende Teil des U-Rohr-Dampferzeugers mit nicht kondensierbarem Gas anreichern, die Kondensation erfolgt dann bei sehr hohen Gasanteilen fast ausschließlich im aufsteigenden Teil, wobei das Kondensat wieder über den heißen Strang in den Reaktor-Druckbehälter zurückfließt, dort in das Core gelangt und erneut verdampft. Die Wärmeübergangsverhältnisse sind selbstverständlich schlechter als bei reinem Dampf, reichen aber, wie Abb. 6 zeigt, immer noch aus, um die im Core erzeugte Wärme ohne Brennstabschaden sicher abzuführen. Während bei reinem Dampf das notwendige treibende Temperaturgefälle zwischen Primär- und Sekundärseite des Dampferzeugers nur 2 K beträgt, erhöht es sich bei Anreiche-

rung des gesamten aus dem Notkühlwasser aus Lösung gegangenen Stickstoffes um das Doppelte und steigt schließlich, wenn das Spaltgas noch hinzukommt, auf das rund 3fache an. Hierbei muß man sich aber vergegenwärtigen, daß selbst dann die Temperaturdifferenz zwischen Primär- und Sekundärseite im Dampferzeuger nur 6–8 K beträgt und damit merklich kleiner ist als im Normalbetrieb.

Auch bei kleinen Lecks, deren zeitlicher Störfallablauf wesentlich langsamer erfolgt als der von großen Lecks, erhebt sich die Frage, welche Konsequenzen der teilweise oder zeitweise Ausfall von Notkühlkomponenten hat. Vorauszuschicken ist hier, daß das Reaktorsicherheitssystem später auf das Leck anspricht und damit die Notkühlmaßnahmen aktiviert, da die Zustandsänderungen langsamer erfolgen. Signale für den Einsatz des Notkühl-systemes kommen, wenn – der Druck im Primärkreis unter 110 bar abgesunken ist, – der Wasserspiegel im Druckhalter unter 2,28 m steht oder – der Druck im Sicherheitsbehälter über 1,03 bar (absolut) ansteigt.

Abb. 7 gibt einen Überblick, welche Zeit in Abhängigkeit von der Leckgröße und der Lecklage – am Druckhalter oder unmittelbar im Primärkreis – vergeht, bis jedes dieser Signale ansteht. Sehr kleine Leckagen – kleiner als 5 cm² – rufen demnach sehr lange kein Notkühl-signal hervor. Trotzdem ist die Kühlung des Kernes in keiner Weise gefährdet, da das normale Volumen-Regelsystem der Anlage ausreicht, die Leckageverluste weitgehend zu kompensieren und der Wärmetransport wie im Normalbetrieb vom Kern zu den Dampferzeugern erfolgt.

Diese kleinen Leckagen würden, wie aus dem oberen Teil der Tab. 3 hervorgeht, das Einspeisen von Notkühlwasser aus den Notkühl-Sicherheitseinspeisepumpen überhaupt nicht benötigen, um die Hüllrohrtemperaturen unterhalb der in den RSK-Leitlinien festgelegten Grenze von 1200°C zu halten. Im Hochdruckbereich reicht allein die Wärmeabfuhr mittels freier Konvektion zu den Dampferzeugern aus, bis schließlich die Druckspeicher einspeisen können, und langfristig übernimmt dann die Niederdruck-Nachkühlpumpe den Wärmetransport. Bei 100 cm² Leckfläche reicht eine Hochdruck-Sicherheitspumpe aus, um Coreschäden zu vermeiden. Unterstellt man schließlich noch, daß die Druckspeicher trotz ihrer passiven Wirkungsweise nicht verfügbar wären, so kann diese Hochdruck-Notkühlpumpe bei Leckagen bis zu 25 cm² eine Stunde verzögert einsetzen. Die Toleranz für diese Verzögerung verringert sich mit zunehmender Leckfläche auf rund 10 min und bei größeren Leckagen als 100 cm² übernimmt dann wieder die Niederdruck-Notkühlpumpe die Kühlung des Kernes. Die Verhältnisse gleichen dann denen bei den oben diskutierten großen Leckagen.

Bei den bisher diskutierten Störfall-Sequenzen mit reduzierter Verfügbarkeit von Hochdruck- oder Niederdruck-Notkühl-pumpen war angenommen, daß das Abfahren der Sekundärseite der Dampferzeuger unmittelbar nach Erkennen des Schadens mit 100 K/h erfolgt. Man kann nun auch hier Verzögerungen unterstellen, die z.B. dadurch entstanden sind, daß die Isolationsventile des Sekundärkreises, welche die Dampferzeuger von der Turbine trennen, angeregt wurden. Es dauert dann einige Minuten, bis die Entlastungsventile geöffnet werden können. Aber auch die hierfür notwendigen Maßnahmen können, wie Abb. 8 zeigt, zeitlich entspannt gesehen werden. Selbst wenn nur eine Hochdruck-Notkühl-pumpe zur Verfügung stünde, kann dieser Abblasevorgang, je nach Leckgröße, um eine bis 3½ Stunden verspätet in Gang gesetzt werden, vorausgesetzt, daß dann eine Abkühlgeschwindigkeit durch entsprechende Druckentlastung der Sekundärseite von 100 K/h eingehalten wird. Auch bei geringerer Abkühlgeschwindigkeit – z.B. 50 K/h – verbleibt noch genügend Zeit zur Aktivierung des Abblasevorganges. Die Verfügbarkeit von 2 Hochdruck-Notkühl-pumpen ergibt entsprechend längere Toleranzzeiten.

5. Maßnahmen zur Vermeidung von Kernschäden

Die Reaktorsicherheitsstudien [1, 2] haben gezeigt, daß kleine Lecks oder auch Transienten ohne Leckage im Primärkreis, z. B. der Notstromfall, den größten Beitrag zur Gefahr einer Kernschädigung und damit zum Kernschmelzen leisten. Charakteristisch für all diese Störfälle ist, daß ihre Unfallsequenzen langsam ablaufen und damit Zeit für sicherheitstechnische Maßnahmen, eingeleitet durch die Bedienungsmannschaft, verbleibt. Voraussetzung dafür ist neben einer fachlich hochqualifizierten und gründlichen Ausbildung der Bedienungsmannschaft deren zuverlässige Information über den hydro- und thermodynamischen Zustand im Primärkreis und insbesondere im Kern. Für die Kühlung der Brennstäbe ist allein maßgebend, daß der Dampfgehalt im Kern nicht zu hoch ansteigt und damit der Wasserspiegel nicht zu weit abgesunken ist. Die darüberliegenden Bereiche, wie oberes Plenum des Druckbehälters, heißseitige Primär-Kühlmittelleitungen und Dampferzeuger, können weitgehend frei von Wasser sein, ohne daß die sichere Wärmeabfuhr aus dem Kernbereich gefährdet ist. Damit nimmt die Kenntnis des Wasserstandes im Kern unter Störfallbedingungen eine Schlüsselstellung für einzuleitende Notfallmaßnahmen ein. Der Entwicklung eines zuverlässig und genau arbeitenden Wasserstandsanzeigers sollte deshalb Vorrang vor auf hypothetische Kernzustände gerichteten Maßnahmen gegeben werden. Der Wasserstand im Kern und seine zeitliche Veränderung ist das einzige unmittelbare Indiz für den Wärmetransport und damit für die Kühlung der Brennstäbe. Er gibt Aufschluß darüber, ob es zweckmäßig ist, Hochdrucksicherheitspumpen zu- oder abzuschalten, den Dampferzeuger schneller oder langsamer abzufahren oder bei verfügbarem Netz die Hauptkühlmittel-Umwälzpumpen evtl. wieder einzuschalten.

Für solche Handmaßnahmen könnte man auch überlegen, ob es evtl. zweckmäßig wäre, die im deutschen Genehmigungsverfahren geforderte strenge Entmaschung der Notkühl-systeme, sowohl auf der mechanischen als auch auf der elektrischen Seite, dahingehend zu lockern, daß man nach etwa 30 min Handmaßnahmen vorsieht und ermöglicht, um z. B. durch Querverschaltung Notkühl-Teilsysteme wieder in Gang zu bringen, auch wenn eine Einzelkomponente ausgefallen ist. Diese Überlegungen könnten besonders dann von Interesse sein, wenn ein Dampferzeuger wegen einer Leckage eines Dampferzeuger-Rohres abgeschiebert werden muß und sich Schwierigkeiten bei der Förderung des Speisewassers zur Sekundärseite eines anderen Dampferzeugers ergeben. Auch die Möglichkeit der gegenseitigen Verschaltung von Notkühl-pumpen durch Handeingriff – sei es im Hochdruck- oder im Niederdruckbereich – könnte nochmals überdacht werden, ob sie nicht zu einer Risikominderung beiträgt.

Wichtig aber scheint es, auch die Risikoanalysen auf den neuesten Stand der Kenntnisse über das thermohydraulische Verhalten im Primärkreis während eines Störfalles zu bringen, da in den jetzt verfügbaren Risikoanalysen bereits Kernschmelzen unterstellt wird, wenn die Leitlinien des Genehmigungsverfahrens gerade überschritten sind. Dadurch wird die Priorität von Störfallsignalen und Sicherheitsmaßnahmen möglicherweise in ihrer relativen Ordnung zueinander verschiedentlich nicht richtig eingeschätzt, und kleine Störungen, die sich durch herkömmliche Betriebsmaßnahmen ausgleichen ließen, können unnötig ein Schnellschluß- und Notkühl-signal auslösen, das die Bedingungen für den Kern schwieriger gestaltet und Gefahr für Folgefehler beinhaltet.

Eine Aufrüstung der Notkühl-systeme, sei es hinsichtlich ihrer Zahl oder ihrer Förderkapazität, ist nicht nur nicht notwendig, sondern auch nicht sinnvoll, da sie kaum zur Risikoverminderung beiträgt und nur den Energiebedarf im Notstromfall erhöhen würde.

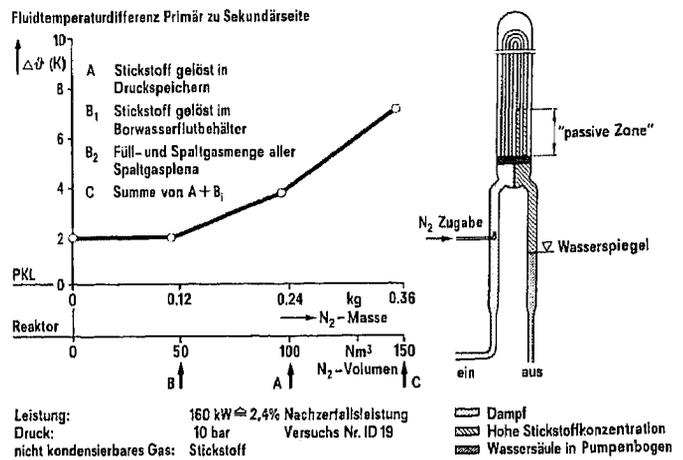


Abb. 6: Einfluß nichtkondensierbarer Gase auf das treibende Temperaturgefälle im Dampferzeuger.

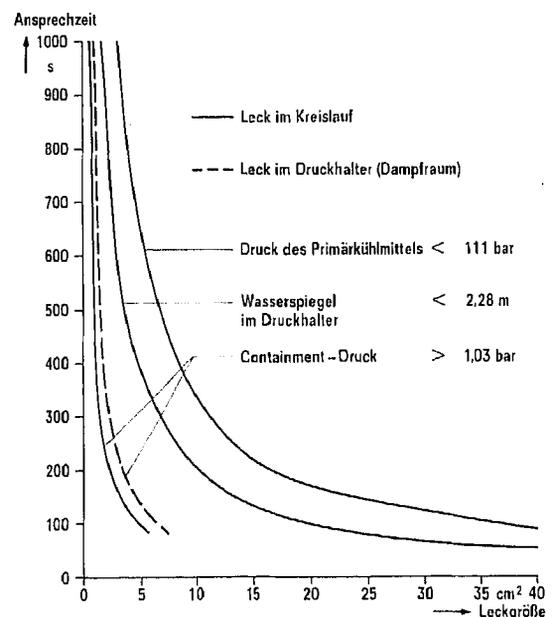


Abb. 7: Ansprechzeiten von Sicherheitssignalen bei 1300 MW Druckwasserreaktoren.

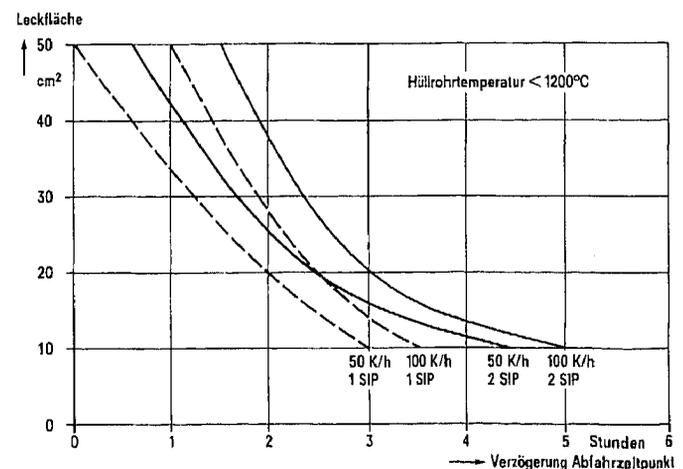


Abb. 8: 1300 MW DWR-Notkühlanalyse für reduzierte Systemverfügbarkeit und verzögertes Abfahren des Dampferzeugers.

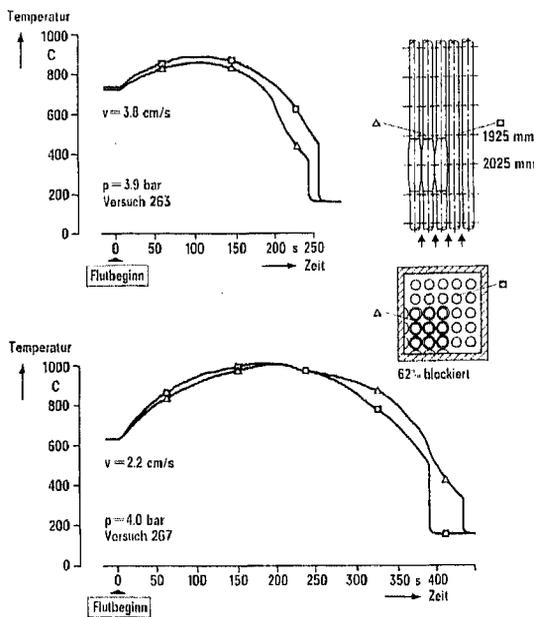


Abb. 9: FEBA-Flutversuche: Hüllrohrtemperaturen in einem teilblockierten Bündel (KfK).

Großer Wert sollte – wie bereits erwähnt – auf die Ausbildung des Bedienungspersonals für die Beherrschung des Störfalles gelegt werden. Hier wäre langfristig ein Simulator wünschenswert, in dem nicht nur vorprogrammierte Störfälle abgespielt werden können, sondern der es auch erlauben würde, Störfälle zu kreieren und in ihrem Ablauf in Abhängigkeit von den durch das Bedienungspersonal eingeleiteten Gegenmaßnahmen selbst entwickeln zu lassen. Hierfür scheint jedoch noch eine längere Entwicklung sowohl in programmtechnischer Hinsicht als auch hinsichtlich der Computersteuerung notwendig zu sein.

6. Beschädigung und Desintegration des Kernes

Postuliert man einen Ausfall von Notkühl- und Sicherheitseinrichtungen über das bisher diskutierte Maß hinaus, so werden Schäden an den Brennstäben eintreten. Es wird zunächst zum Aufblähen und zum Bersten der Hüllen kommen. Auch hier wurde in der Vergangenheit das Maß der Kühlungsbeeinträchtigung überschätzt. Die Berstgrenzen und die Dehnung der Hüllen bis zum Bersten sind heute weitgehend bekannt. Größere Dehnungen vor dem Bersten treten nur auf, wenn die Temperatur über den Umfang der Hülle nahezu vollständig gleichmäßig ist und auch hier wurden bei Versuchen im Kernforschungszentrum Karlsruhe Berstumfangsdehnungen von max. 60% beobachtet. In Wirklichkeit wird aus natürlichen, thermohydraulischen Gründen die Temperatur über den Umfang des Hüllrohres unterschiedlich sein, was die Berstumfangsdehnungen verringert [16].

In Versuchen [16] zur Umfangsdehnung und zum Ballooning, die im Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführt wurden, wurde festgestellt, daß selbst unter ungünstigen hydraulischen Bedingungen das Aufblähen der Hüllrohre über den Stabumfang nicht gleichmäßig, sondern einseitig orientiert erfolgt, und daß diese aufgeblähten Stellen sich auch axial nicht über eine größere Länge erstrecken, wobei sich auch unter ungünstigen Bedingungen keine größere Kühlkanalversperrung als 52% ergab. Die Aufblähungen erreichen nur eine axiale Ausdehnung von wenigen cm.

Diese lokalen Verengungen, selbst wenn sie azimuthal gleichmäßig wären, beeinträchtigen aber die Kühlbarkeit des Stabes

nicht oder zumindest nur unwesentlich, wie sich bei ebenfalls im Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführten Versuchen ergab, von denen Abb. 9 beispielhaft ein Ergebnis wiedergibt. Danach ist der Kühlverlauf an der verengten Stelle des Rohres nicht ungünstiger, ja teilweise sogar besser als im ungestörten Bereich des Stabbündels. Diese Untersuchungen beweisen, daß es auch bei Überschreiten der im Genehmigungsverfahren gesetzten Grenzen noch zu keinem größeren Coreschaden kommt. Man muß hierfür schon ein vollständiges und langfristiges Ausfallen aller Notkühlsysteme unterstellen. Die Wahrscheinlichkeit hierfür ist aber wesentlich kleiner als in den Risikostudien [1, 2] angenommen, da dort bei Überschreiten der in den RSK-Leitlinien festgesetzten Grenzen bereits Coreschmelzen postuliert wird. In Wirklichkeit aber dürfte das Notkühlsystem in weit größerem Umfang versagen, bis es tatsächlich zum Kernschmelzen käme.

DK 621.039.588

Literatur

- [1] N. C. Rasmussen: Reactor Safety Study – An Assessment of Accident Risks in US-Commercial Nuclear Power Plants, USNRC WASH 1400 (NUREG-75/014).
- [2] Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Herausgeber: Bundesministerium für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979.
- [3] H. Kremin, R. Mandl, R. Ringer, H. Schmidt: Wiederauffüllversuche mit Berücksichtigung der Primärkreisläufe. Band 1: Beschreibung der Versuchsanlage, KWU-Bericht, RE 23/011/79 (Okt. 1979).
- [4] W. Riebold et al.: Specification LOBI pre-prediction exercise, influence of PWR-Primary Loop and blowdown, J.R.C. – ISPRA, Techn. Note Nr. 1 06.01.79.25, 1979.
- [5] M. L. Patton: Semiscale Mode 3, Test Program and system description, NUREG/CR-0239, 1980.
- [6] L. R. Douglas: LOFT system and test description (5.5-ft. Nuclear Core 1, LOGES), NUREG/CR-0247, 1978.
- [7] D. E. Burwell, F. Steinhoff, K. Wolfert: DRUFAN 01/MOD 1 Users Manual, GRS-A-395 (Dez. 1979).
- [8] TRAC PD 2: An advanced best-estimate computer program for pressurized water reactor loss of coolant accident analysis, Los Alamos National Laboratory Report, LA-8709-MS, 1981.
- [9] Ransom et al.: RELAP 5/MOD 1 Code Manual Vol. 1, System Models and Numerical Methods, NUREG/CR-1826, EGG-2070, 1980.
- [10] B. Brand, D. Hein, P. Weiss: PKL I Findings – PKL II Plans, Paper of 9th Water Reactor Safety Information Meeting 1981, Gaithersburg, USA.
- [11] Untersuchung der Ausgangsbedingungen für Kernschmelzvorgänge bei Ausfall beliebiger Kombinationen von Notkühlsystemen. RS 311, GRS-A-307: 3. Teilbericht: Best-estimate-Rechnungen für große Lecks eines KWU-Druckwasserreaktors, Coreweite Analyse des Brennstabverhaltens (1979).
- [12] Best-estimate-Notkühlrechnungen für hypothetische Ausfallkombinationen der Notkühlsysteme bei DWR's, RS 306, KWU RE 23/012/79 und KWU RE 23/013/79.
- [13] Kernnotkühlanalysen im Rahmen des Forschungsprojekts Kernschmelzen RS 310, BBR F+E.-Bericht Nr. 902-J 521/1979.
- [14] R. Mandl, P. Weiss: PKL Tests on Energy Transfer Mechanisms During Small-Break LOCAs Nuclear Safety, Vol. 23, No. 2, 1982.
- [15] D. Hein, R. Rippel, P. Weiss: The distribution of gas in a U-tube heat exchanger and its influence on the condensation process, 7th International Heat Transfer Conference, Paper Nr. 12, 1982, Munich.
- [16] F. J. Erbacher: Das Deformationsverhalten von Zirkaloy-Hüllrohren beim Kühlmittelverluststörfall und seine Wechselwirkung mit der Kernnotkühlung, Proceedings des Jahreskolloquiums Projekt Nukleare Sicherheit, Kernforschungszentrum Karlsruhe.