



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

ANALYSE VON KÜHLMITTELVERLUST- STÖRFÄLLEN HEUTE

Die LOFT-Versuche
und ihre Konsequenzen

3. GRS-Fachgespräch
München, 29. – 30. November 1979

GRS-16 (April 1980)

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
Verantwortliche Redaktion: W. Schulz, GRS, Köln

Diese Beiträge wurden gleichzeitig in der Zeitschrift „Technische Mitteilungen“ Heft 3–80
im Vulkan-Verlag Dr. W. Classen Nachf. GmbH & Co. KG, Postfach 103962, 4300 Essen 1, veröffentlicht.

Inhaltsverzeichnis

	Seite
Einleitung (O. Kellermann)	1
Ideologie und Ethik im Spannungsfeld der Kernenergie-Diskussion Vortrag G. Süßmann	2
Einführung in das Fachgespräch (A. Birkhofer)	8
Internationale Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung Vortrag H. Seipel	8
Bewertung der bisherigen Analysetechnik für Kühlmittelverlust- störfälle Vortrag E. Hicken und K. Wolfert	11
Diskussion zum Vortrag E. Hicken und K. Wolfert	16
The LOFT facility Vortrag G.D. McPherson	17
Diskussion zum Vortrag G.D. McPherson	19
LOFT instrumentation Vortrag W.W. Bixby	20
Diskussion zum Vortrag W.W. Bixby	28
Ergebnisse und Auswertung der nichtnuklearen Versuchsserie Vortrag M. Firnhaber, G. Lerchl und R. Ullrich	29
Diskussion zum Vortrag M. Firnhaber, G. Lerchl und R. Ullrich	37
Results and evaluation of the nuclear tests Vortrag L.P. Leach	38
Diskussion zum Vortrag L.P. Leach	47
Analyse kleiner Lecks Vortrag W. Frisch und K. Hofmann	48
Diskussion zum Vortrag W. Frisch und K. Hofmann	57
Schlußwort und Zusammenfassung der Ergebnisse (F. Mayinger)	57
Teilnehmerverzeichnis	59
Verteiler	71

Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute

Einleitung

Von O. Kellermann¹⁾

Für das dritte GRS-Fachgespräch wurde ein spezielles thermodynamisches Thema gewählt, und es ist erfreulich, daß die Veranstaltung trotz der speziellen Thematik wieder ein so lebhaftes Echo in der Fachwelt gefunden hat. Besonders zu begrüßen ist, daß Fachkollegen aus den USA über die neuesten Resultate ihrer Forschung im Bereich der Reaktorsicherheit berichten.

Zählt man die IRS-Vorläufer hinzu, so ist dieses das 15. Jahr, in dem Probleme der Reaktorsicherheit in der Form eines Fachgesprächs öffentlich diskutiert werden.

Die friedliche Nutzung der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland währt nun schon 23 Jahre und ist nach Meinung der Beteiligten den Kinderschuhen entwachsen, ja man spricht sogar bei SNR und HTR von der zweiten Kernkraftwerksgeneration. Die Gesellschaft sollte die Kernenergie also als vollwertigen technischen Partner akzeptiert haben.

Das Gegenteil ist der Fall: Noch nie war die Zukunft der Kernenergie, die Frage der Energieversorgung in unserem Lande so umstritten wie heute.

Professor Maier-Leibnitz, ein langjähriges Mitglied der Reaktorsicherheitskommission, hat vor einigen Tagen die Ursachen des öffentlichen kerntechnischen Disputs analysiert und in diesem Zusammenhang herausgestellt, daß die Experten ihre Glaubwürdigkeit verloren haben, weil sie – unter dem Druck der Bürokraten und einer ängstlichen und reizbaren Öffentlichkeit stehend – nicht wagten, triviale Wahrheiten laut zu sagen.

Der Verlust der Glaubwürdigkeit, der Verlust des Vertrauens rührt an das Fundament unserer Arbeit. Daher sei hier kurz auf die zitierten Gründe eingegangen.

Zwei Wahrheiten wären von den Experten verschwiegen worden:

Die erste Wahrheit:

– „Es gibt keine technischen Verfahren ohne Unfälle“. Es ist kein Mitglied der RSK, kein Mitarbeiter der GRS bekannt, der solches irgendwann verneint hätte. Diese triviale Wahrheit ist wohl von keinem Experten verschwiegen worden; im Gegenteil, vergleichende Störfallbetrachtungen sind wesentliches Element.

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

Die zweite Wahrheit:

– „Unfälle über den GAU hinaus sind möglich. Sie wurden nicht erörtert. Das Sicherheitsdenken der Experten ist erstarrt“.

Auch dieser Feststellung kann man nicht voll zustimmen. Es ist zwar richtig, daß in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren die jenseits der Auslegungstörfälle liegenden Unfälle nicht behandelt werden, dieses bedeutet aber nicht, daß keine Analyse zu diesen Unfällen durchgeführt wird; im Gegenteil, diese Unfälle und deren Abläufe sind sehr häufig Gegenstand von Gerichtsverfahren und sind insofern eingehenden Analysen unterzogen worden.

Viele Veröffentlichungen und Vorträge belegen, daß wir über den Super GAU, class 9 accidents, hypothetische Störfälle seit Jahren offen diskutieren. In den Tagungsberichten über die Fachgespräche finden sich viele Vorträge und Diskussionen hierzu. Auch in der Öffentlichkeit, in den Medien sind immer wieder die Unfalltoten erörtert worden. Die Risikoanalyse ist die bisher gründlichste und umfangreichste Untersuchung hierzu, aber nicht die erste.

Erstarrt ist das Sicherheitsdenken der Experten nicht. Die Gefahr der Erstarrung besteht gleichwohl durch den zunehmenden Trend der Verrechtlichung technisch-wissenschaftlicher Sachverhalte. Der Gedanke der Risikoabwägung der Kernenergie muß Eingang finden auch beim Gesetzgeber, bei der Exekutive und bei den Gerichten. Viel ist hier von seiten der Wissenschaftler und Techniker noch zu tun, damit die Öffentlichkeit und die Politiker diese Gedanken akzeptieren, damit die Juristen eine ausreichend sichere Grundlage für die notwendigen rechtlichen Maßnahmen bekommen.

Ein Verlust von Vertrauen, ein Verlust an Glaubwürdigkeit der Experten ist unbestritten. Er ist bedenklich.

Der von Professor Maier-Leibnitz angegebene Grund „keine Diskussion der Störfälle über GAU hinaus“ für den Verlust der Glaubwürdigkeit treffen sicherlich für die ersten Jahre der kerntechnischen Entwicklung in unserem Lande zu. Wir haben damals von den USA die Technik übernommen und gleichzeitig das mca-Konzept (GAU), das mit seinem 25/300 rem Grenzwert zu einer deterministischen Störfallbehandlung im Genehmigungsverfahren führte.

Schon nach wenigen Jahren aber haben wir uns von diesem Denken gelöst, haben Risikoüberlegungen angestellt und die

Störfallspektren erweitert. Wesentlich für den Verlust der Glaubwürdigkeit dürfte wohl ein anderer Grund sein:

Die verbreitete Angst, die aus der frühen kriegerischen Anwendung der Atomspaltung herrührt, die von manchen bewußt geschürt wird, diese Angst, eine emotionale Regung, läßt sich mit Sachargumenten, mit Informationen nicht beruhigen. Dem Gefühl der Angst kann man wirkungsvoll nur auf der Gefühlsebene begegnen, zum Beispiel durch Wecken von Begeisterung, von Verantwortungsgefühl. Die Psychologie weiß hier besser Rat als wir Techniker. Weitere Gedanken hierzu sind im Beitrag von Professor Süßmann zu finden.

Die Angst ist durch das herausragende Ereignis dieses Jahres größer geworden, durch den Störfall von Harrisburg. Dieser Störfall ist der folgenschwerste, den die zivile Anwendung der Kerntechnik bisher zu verzeichnen hat.

Folgenschwer ist dieser Störfall nicht in bezug auf die freigesetzten radioaktiven Stoffe – in 2000 Jahren akkumulierter Betriebserfahrung mit Kernkraftwerken gab es keinen Störfall, der irgendwelche schädigenden oder gar tödlichen Auswirkungen bedingt durch ionisierende Strahlung auf die Bevölkerung zur Folge hatte – folgenschwer ist er in bezug auf den materiellen Schaden und in bezug auf die Einsicht und die Erkenntnis bei den Betroffenen.

Alle Beteiligten wollen und werden die Erfahrungen aus Harrisburg auswerten und weiter an der Optimierung der Reaktorsicherheit und ihrer internationalen Harmonisierung arbeiten.

Wir dürfen aber hier feststellen, daß unsere alten Anregungen zu LOFT (Loss of Fluid Test) bezüglich kleiner Lecks sinnvoll und notwendig waren. Die in der deutschen Risikostudie erhaltenen Ergebnisse zu den Wahrscheinlichkeiten und Auswirkungen kleiner Lecks entsprechen etwa den Erfahrungen aus Harrisburg. Bei der Sicherheitsforschung sollte diesen kleinen Lecks noch mehr Aufmerksamkeit geschenkt werden.

Aus dem Harrisburg-Störfall resultiert kein grundsätzlich neues Forschungsprogramm. Die hier als wichtig erkannten Aspekte waren in der deutschen Forschungsplanung schon vorher enthalten. Graduelle Verschiebungen sind aber zweckmäßig. Auch die Empfehlungen des vor einigen Wochen erschienenen Kemeny-Reports zu verstärkten Forschungsaktivitäten auf speziellen durch den TMI-Störfall augenfällig gewordenen Gebieten sind in der Bundesrepublik weitgehend vorweggenommen.

Insgesamt hat also der Störfall von Harrisburg nicht zu einer grundlegenden Umstellung oder gar Erweiterung der deutschen LWR-Sicherheitsforschung, sondern nur zur Verstärkung der Bedeutung einzelner bereits vorhandenen Elemente geführt.

Eine ähnlich positive Aussage scheint nach erster Wertung des Kemeny-Reports auch für Struktur und Zuständigkeit im deutschen Genehmigungsverfahren zutreffend. Besonders sei hier die Vororttätigkeit der TÜV-Inspektoren sowie die unabhängige Beurteilung aller Sicherheitsprobleme durch die Gutachterorganisationen hervorgehoben, die in den USA noch kein Pendant hat.

Die von Professor Maier-Leibnitz angeführten Wahrheiten können also keine alleinige Begründung für das mangelnde Vertrauen der Öffentlichkeit gegenüber den Experten und gegenüber der Kerntechnik sein. Die Abneigung gegen die friedliche Nutzung der Kerntechnik muß weitere Ursachen haben.

Professor Süßmann, Direktor des Institutes für theoretische Physik an der Universität München, legt im folgenden Beitrag seine Gedanken dar über Ideologie und Ethik im Spannungsfeld der Kernenergie Diskussion und versucht damit zum Verständnis dafür beizutragen, warum es so schwer ist, der Öffentlichkeit die Angst vor der Kernenergie zu nehmen.

Mögen auch die übrigen Beiträge dieses Heftes das Bewußtsein um die Bemühungen, den erreichten hohen Stand der Reaktorsicherheit auszubauen, weitere Kenntnisse dazu zu erwerben und experimentell zu erhärten, verbreiten und stärken.

Ideologie und Ethik im Spannungsfeld der Kernenergie-Diskussion

Von G. Süßmann¹⁾

Die Frage nach der friedlichen Nutzung der Kernenergie ist eine Gewissensfrage: eine Frage des Gewissens, eine Frage an das Gewissen. Das Wort „Gewissen“ darf hier freilich nicht in dem modernen psychologisierend dezisionistisch-existentialistischen Sinn mißdeutet, sondern muß in seiner ursprünglichen Bedeutung genommen werden, das heißt also *συνείδησις* oder *conscientia*, eben als Gesamtwissen. Die Vorsilbe *συν* oder *con* steht für „sammeln“ ähnlich wie im Deutschen die stammverwandte Vorsilbe *ge*: Gebirge ist die Gesamtheit der Berge, Gewissen die Gesamtheit des Wissens. Man sollte das im Auge behalten und Gewissen nicht bloß negativ verstehen als die Stimme, die sich meldet, wenn etwas moralisch schief gegangen ist, sondern viel weitgehender als die Versammlung alles Wissens zu schwerwiegenden Entscheidungsfragen. Zur Gewissensprüfung gehört eine umfassende Kenntnis der Tatsachen und ihrer Bedeutung, zu gewinnen durch gründliche und umsichtige Erforschung aller nur möglichen Wirklichkei-

ten und aller einigermaßen wirklichen Möglichkeiten. Ein „reines“ Gewissen im Sinne eines sozusagen wertfreien, vom wirklichen Wissen unbeschwerten und ungestörten „Gewissens an sich“ ist eine Verkehrung. Um ein gutes Gewissen zu haben, genügt es nicht, sich vom Bösen frei zu wissen, man muß vielmehr das Gute kennen.

Dies ist der Gesichtspunkt, unter dem ich das mir vorgeschlagene Thema in der Hauptsache aufgreifen werde. Zwar habe ich auch überlegt, woher die verbreiteten Ängste vor der Kernenergie kommen, obwohl ich kein Psychologe bin. Zum überwiegenden Teil werde ich mich aber an die Sachfragen halten. Es geht mir vor allen um die gesamte Erwägung, die wir anstellen, wenn wir diese schwierigen Entscheidungen zu bedenken haben. So sehe ich meine heutige Aufgabe darin, an das unlösliche Ineinander von Tatsachen und Bewertungen zu erinnern, die im Zusammenhang der Kernenergie eine Rolle spielen. Naturwissenschaftlich-technisches Wissen ist nicht etwa wertneutral, sondern grundsätzlich ein hoher Wert, ein wesentlicher Bestandteil des Gewissens; doch beruht sein Wert wesentlich auf der neutralen, interessellosen Objektivität dieser Art von Erkenntnis.

1) Professor Dr. rer. nat. Georg Süßmann ist Lehrstuhlinhaber für Theoretische Physik an der Ludwig-Maximilians-Universität München.

Demgemäß werde ich mich nicht bei allgemeinen Erwägungen zu Ethik und Ideologie aufhalten, sondern meine Überlegungen sogleich im Kontext des heutigen Kenntnisstandes zur friedlichen Nutzung der Kernenergie anstellen, so weit das in der kurzen Zeit eines Eröffnungsvortrages möglich ist. Ich bin kein spezialisierter Experte für das Thema Kernenergie, und sicher trage ich hier in diesem Kreise Eulen nach Athen, wenn ich einige Aussagen auch zu den technologischen Sachproblemen mache. Aber ich meine, daß sich das nicht vermeiden läßt, da abstrakte Diskussionen von Ideologie und Ethik müßig wären. Zudem fasse ich die intellektuelle Komponente des Problems neben der mehr voluntaristischen durchaus im weiten Sinne auf. Was wir brauchen, ist ein gründliches und umsichtiges Verständnis für diese Fragen; eines, das sich auch um die Feinheiten, die leiseren Töne und die fernen Möglichkeiten bemüht. Aus diesem Gefühl heraus werde ich zunächst etwas ausholen und mich scheinbar akademischen Problemen zuwenden. Diese stehen zudem meinem Beruf näher als die eigentlich kerntechnischen und psychologischen Fragen.

So erlaube ich mir, zunächst den zwei Bestandteilen des Stichworts *Kernenergie* nachzugehen, also den Wörtern *Energie* und *Atomkern*, indem ich frage: „Was ist Energie? Was ist ein Atomkern?“ Zur Beantwortung dieser Fragen werde ich zwei kurze Definitionen aufstellen. Diesen werde ich fünf Propositionen zu den mehr praktischen Fragen anschließen und danach alle sieben Thesen der Reihe nach erläutern.

These 1: Energie ist dynamischer Arbeitsvorrat.

These 2: Atomkerne sind elektrisch geladene Gaströpfchen.

Diese beiden theoretischen Thesen sollen an die physikalischen Grundlagen der Kernenergietechnik erinnern. Sie korrespondieren mit meinen zwei Spezialgebieten in der theoretischen Physik: einerseits den Grundlagenfragen, denen ich in München im Gespräch mit den Wissenschaftsphilosophen und Mathematikern nachgehe; und andererseits der Kernphysik, die ich im Kontakt mit den Experimentatoren am Beschleuniger und am Forschungsreaktor in Garching betreibe.

Meine fünf praktischen Thesen lauten wie folgt:

These 3: Energie ist Brot für die Hungrigen und eine Hilfe für die Armen dieser Erde.

These 4: Wir müssen Energie sparen, und unterlassene Gewinnung kommt einer Verschwendung gleich. Insbesondere sollte die industrielle Fusions- und Sonnenenergie nach Kräften gefördert werden; noch aber steht der Erfolg in den Sternen.

These 5: Die friedlich genutzte Kernenergie ist relativ sicher, und absolute Sicherheit gibt es nirgends. Durch die friedliche Nutzung der Kernenergie werden die Kriegsgefahren nur unerheblich vermehrt [1].

These 6: Die Nuklearenergie ist ein ausgezeichnete Verbündeter des Naturschutzes.

These 7: Ein Großteil der Furcht vor der friedlich genutzten Kernenergie beruht auf Unkenntnis, auf ideologischer Verblendung oder auf Irr- und Aberglauben; sie ist irrational.

Ich beginne mit der Diskussion der ersten These, wonach Energie dynamischer Arbeitsvorrat ist. Mir liegt daran zu gegenwärtigen, daß dieser Begriff relativ neuen Datums ist, obwohl das Wort uralt ist. Der Begriff *ἐνέργεια* ist als Gegenbegriff zu *δύναμις* von Aristoteles in die Wissenschaft eingeführt worden und bedeutet bei ihm so etwas wie „Wirklichkeit“ zum Unterschied von „Möglichkeit“. So sind diese Termini jahrhundertlang überliefert worden. Das physikalische Konzept der Energie ist relativ jung. Es ist erst in der Mitte des vorigen Jahrhunderts aufgestellt worden, und zwar merkwürdigerweise – nicht mit dem Wort aber der Sache nach – zuerst durch einen Außenstehenden, den Arzt Robert

Mayer (fast gleichzeitig allerdings auch durch den englischen Experimentator James Prescott Joule, einen Brauereibesitzer). Mayers reichlich spekulativ formulierte Erstlingsarbeit wurde zunächst von den Experten zurückgewiesen; erst nachdem der Autor sie physikalisch verbessert hatte, ist sie mit Zögern akzeptiert worden. Seitdem ist durch Privatgelehrte oder andere Außenstehende kein wesentlicher Beitrag mehr zur physikalischen Grundlagenforschung geleistet worden.

Energie im Sinne der neuzeitlichen Physik ist dynamischer Arbeitsvorrat zum Unterschied etwa vom ökonomischen Arbeitsvorrat, den man *Kapital* nennt; und im Rahmen von Poppers „Welt III“ kann man sich noch einen dritten Arbeitsvorrat vorstellen, den man *Geistesgut* nennen könnte. Es lassen sich nämlich drei Arten von Arbeit unterscheiden: Erstens die rein dynamische Arbeit (gleich Kraft mal Weg); dann die Arbeit im Kontext der Nationalökonomie (als Wirtschaftsfaktor neben Landflächen und Bodenschätzen); und schließlich geistige Arbeit. Energie ist sozusagen das quantifizierbare und konvertierbare „Kapital“, in der Ebene des dynamischen Arbeitsbegriffs; nämlich der Vorrat, der uns zur Erzeugung von Bewegung aller Art zur Verfügung steht, einschließlich jener unsichtbaren, ungeordneten Molekularbewegung, die wir als Wärme empfinden und messen. Unsere neuzeitliche Welt beruht wesentlich auf diesem Arbeits- und Vorratsbegriff und auf seinem richtigen Verständnis; von Energieproblemen liest man heute in jeder Zeitung. Hier sei an James Watt erinnert, der neben David Hume, Adam Smith, Charles Darwin und James Clerk Maxwell zu den fünf großen Schotten gehört, deren gewaltiger Bedeutung für die moderne Welt wir uns nicht immer bewußt sind, die aber kaum überschätzt werden kann; und James Watt, der die Dampfmaschine mit dem Fliehkraftregler erfunden und die Pferdestärke (Horse Power) definiert hat, ist nicht der Geringste unter ihnen.

Meine zweite These bezeichnet den Atomkern als ein gasförmiges Tröpfchen. Es gibt ungefähr tausend Arten von Atomkernen; die meisten sind instabil und sehr kurzlebig, viele metastabil und einige Dutzend anscheinend absolut stabil. Wenn man versucht, in wenigen Worten zusammenzufassen, was das Eigentümliche an dieser merkwürdigen Form von Materie ist, dann drängen sich die einander scheinbar ausschließenden Vorstellungen „Tröpfchen“ und „Gas“ auf. Einerseits haben nämlich die Kerne, wie wir unter anderem durch die Beiträge meines akademischen Lehrers von Weizsäcker wissen, die ungefähr kugelförmige und relativ scharf begrenzte Gestalt eines elektrisch geladenen Tröpfchens. Andererseits hat sich in den letzten zwanzig Jahren herausgestellt, daß die Materie des Atomkerns strukturell nicht einfach in der Weise flüssig ist, wie wir das vom Wasser her kennen. Es bestehen, grob gesprochen, gewisse Verwandtschaften mit superfluidem Helium – abgesehen von Quanteneffekten, die sich hier wegen der geringen Teilchenzahl aufdrängen, und die man schwer in anschauliche Worte fassen kann. Im Zusammenhang damit steht ein wesentliches Strukturmerkmal der Atomkerne, das sie mit den Gasen gemeinsam haben: Die Weglänge der Nukleonen ist groß im Vergleich zu ihren Abständen untereinander. (Sie ist sogar vergleichbar mit dem Durchmesser dieser Tröpfchen, so daß wir es mit einer Art von quantisiertem Knudsen-Gas zu tun haben.) Während also normale Flüssigkeiten mikroskopisch so beschaffen sind, daß die Teilchen dauernd aufeinanderstoßen, die Weglängen also im Vergleich zu den Teilchenabständen kurz sind, fliegen die Teilchen im Kern fast ungehindert aneinander vorbei. Es ist ein interessantes Problem der experimentellen wie der theoretischen Physik zu verstehen, wie beides zusammen bestehen kann: Einerseits die mikroskopische Gasstruktur, andererseits die superfluide Kondensation. Nach außen hin benimmt sich die Kernmaterie wie eine Flüssigkeit; sie ist ein Kondensat mit einer relativ gut definierten Oberfläche; eben deswegen tritt bei elektrischer Aufladung eine Spaltung der Kerntröpf-

chen ein. Intern aber muß man den Kernen, dem Schalenmodell gemäß, so etwas wie quantisierte Gasförmigkeit zusprechen. Diese Kombination aus Gasstruktur und Quantentheorie bewirkt charakteristische Periodizitätseffekte ähnlich denen, die wir von der Atomhülle her kennen. Diese stellt ja auch eine Art Gas dar: Die Elektronen fliegen nahezu stoßfrei, vergleichbar den Luftmolekülen der Erdatmosphäre. Die Unterschiede in den Eigenschaften der verschiedenen Atomhüllen ergeben bekanntlich die periodische Strukturierung im System der chemischen Elemente. Analoge Schalen- und Paarkrafteffekte, die vom reinen Tröpfchenmodell her nicht zu verstehen wären, treten in der Kernphysik auf: Magische Zahlen und die erhöhte Stabilität gerader Nukleonenzahlen. Hierauf beruht insbesondere der wichtige Unterschied zwischen Uran-238 und Uran-235. Ein merkwürdiges Stück Materie, das auch als theoretisches Phänomen faszinieren kann!

Mich hat insbesondere die Frage beschäftigt, ob diese Schalenstruktur nicht dazu führen kann, daß es noch einmal eine Insel superschwerer stabiler Elemente jenseits der Halbinsel der längst vertrauten stabilen Elemente gibt, die bekanntlich bei Blei oder Uran aufhört. Einer meiner ehemaligen Mitarbeiter, Dr. H. Meldner, der bei mir in Frankfurt über dieses Thema seine Doktorarbeit schrieb und dann nach San Diego in Kalifornien ging, hat als erster 114 als diejenige Kernladungszahl ausgerechnet, bei der man wieder eine gewisse Stabilität von Kernen erwarten kann. Da in der Berechnungsformel wesentliche, aber nur ungenau abschätzbare Daten in einem recht großen Exponenten stehen, ist es leider noch immer unklar, ob dieses Element 114 nur ein paar Sekunden oder Wochen oder vielleicht ein paar Tausend oder gar Millionen Jahre lebt. Es sollte aber erheblich stabiler sein als die Transurane, die man bisher kennt, und vielleicht wird man diese Meldnersche Protonenzahl $Z = 114$ (zum Unterschied von der wohlbekannteren Neutronenzahl $N = 126$) auch einmal experimentell verifizieren können. Man versucht das mit dem Darmstädter Schwerionenbeschleuniger, doch ist die Erzeugungswahrscheinlichkeit leider gering. Am Garching-Beschleuniger werden ähnliche Experimente mit geringerer Strahlenergie durchgeführt.

Soweit die *theoretischen* Grundlagen des Kern-Energie-Begriffes. Hauptthema ist natürlich die *praktische* Bedeutung der Energie und des Atomkerns. Dies wird durch meine dritte These unterstrichen, wonach Energie und Nahrung in gewisser Weise äquivalent sind. Ich habe es mir deutlich genug von Kollegen aus der Biologie erklären lassen: Daß wir in Mitteleuropa und in Nordamerika die Hungersnöte überwunden haben, die das Menschengeschlecht Jahrtausende hindurch geplagt haben und in anderen Ländern noch immer plagen, beruht zum wesentlichen Teil auf Minereraldüngung, und Minereraldüngung kostet Energie. Andere Faktoren, wie bessere Bodenbearbeitung, Pflanzen- und Tierzucht, Transport und Organisation, spielten ebenfalls eine Rolle; auch sie sind teilweise energieintensiv. Ich will das hier so stehen lassen; unsere Zeit ist knapp. Wir müssen aber dieses elementare Faktum festhalten: Die hungernde Menschheit ist auf Energie angewiesen! Die meisten unserer hochgezüchteten Streitfragen über jedes kleinste Gefahrenmoment bei der Nutzung der Kernenergie sind in Wahrheit Luxusfragen. (Ein modisches Synonym für „Luxus“ ist bekanntlich „Lebensqualität“). Wir können nicht hundertprozentige Sicherheit für unsere Kinder und Kindeskinde verlangen, solange andere Kinder verhungern. Die Kernenergie, die einige unter uns meinen verschmähen zu können, bedeutet eine Chance zum Überleben für viele andere. Wirtschaftswachstum bei uns ist Voraussetzung für eine wirksamere Unterstützung der Dritten Welt.

Meine nächste These, die vierte, folgt hieraus in klarer logischer Konsequenz: Energie muß, weil sie ein so kostbares Gut ist, nach Kräften eingespart werden. Dabei ist zu beachten, daß jede nicht genutzte Möglichkeit zur Erschließung dieses Gutes einer Vergeudung gleichkommt. Unterlassene

Gewinnung ist nicht besser als Verschwendung. Freilich muß uns auch umgekehrt die Energie-Einsparung als eine „alternative“ Energiequelle von größter Ergiebigkeit gelten.

Mögliche Energiequellen für die Zukunft bieten auch Sonnenstrahlen und die Kernverschmelzung (Fusion). An beiden Projekten wird intensiv gearbeitet. Sonnenenergie kann in kleinem Umfang bereits genutzt werden; bei der Fusionsenergie ist der Erfolg noch ungewiß. Das zu lösende physikalisch-technische Problem ist hier besonders schwierig. Bei der Fusion sollen Wasserstoffkerne verschmolzen werden, und das erfordert Temperaturen von Hunderten von Millionen Grad (mindestens zehn mal mehr als im Mittelpunkt der Sonne). Als „Gefäß“ für das unvorstellbar heiße, hochionisierte Wasserstoffgas, Plasma genannt, dient ein starkes Magnetfeld. Die magnetischen Kräfte sind nämlich imstande, die geladenen Plasmateilchen beieinanderzuhalten. Leider neigt diese „ätherische Flasche“ zu Instabilitäten. Man versucht, dem Problem unter anderem mit hochintensiven Laserstrahlen beizukommen.

Der Hauptnachteil der Sonnenenergie ist ihre extrem diffuse Natur, zu deutsch: Ihr hohes Maß an Verdünnung. Dies ist auch der wesentliche Grund dafür, daß für die absehbare Zukunft mit ihrer großtechnischen und volkswirtschaftlich ins Gewicht fallenden Nutzung nicht zu rechnen ist. Übrigens würden entsprechende Anlagen wegen ihrer Ausmaße unsere Landschaft stark verschandeln und wären auch im Hinblick auf den Naturschutz nicht unbedenklich.

Meiner fünften These gemäß ist die friedlich genutzte Kernenergie relativ sicher, und absolute Sicherheit gibt es nirgends. Dieser Fragenkreis ist unter Fachleuten weitgehend geklärt, nicht zuletzt durch die unter der Leitung von Professor Birkhofer entstandene Risikostudie [2], aber im Bewußtsein der Bevölkerung ist das alles nicht in dem Maße gegenwärtig, wie es sein sollte. Das hat mehrere Gründe. Einer von ihnen ist wohl darin zu suchen, daß der Begriff der Wahrscheinlichkeit in unseren Schulen und auch sonst in der Öffentlichkeit an starker Unterentwicklung leidet. Hier muß ich wieder auf ein eher theoretisches Thema zurückgreifen. Ich beobachte, daß selbst Mathematiker, die nicht auf Maßtheorie spezialisiert sind, simpelsten Paradoxien der Wahrscheinlichkeitsrechnung unterliegen und typische Denkfehler begehen, weil offenbar das Denken in Wahrscheinlichkeiten nicht geübt worden ist. Die Physiker sind hier oft etwas besser dran. Neuerdings gibt es in der Kollegstufe der Gymnasien glücklicherweise auch Kurse über Stochastik, wobei sich die Lehrer oft noch schwer tun, ihren Schülern dieses interessante Gebiet zu vermitteln. Vor knapp einer Stunde hatte ich hier ein Gespräch mit einem jüngeren Kollegen über die fundamentale Bedeutung des Wahrscheinlichkeitsbegriffes, auf die er ebenfalls gestoßen war. Man kann sie heute gar nicht genug herausstreichen.

Da die Quantentheorie, das intensiv studierte Fundament unserer heutigen Atom- und Kernphysik, grundsätzlich indeterministisch ist, gilt uns die Wahrscheinlichkeit nicht nur als ein subjektiver Notbehelf, als der sie noch vor zwei Generationen erschien; sie sitzt vielmehr an der Wurzel der Naturphänomene. (Wir haben es im Elementaren letztlich mit den ψ -Funktionen von Schrödinger und Born zu tun, die so etwas Merkwürdiges wie Wahrscheinlichkeitsamplituden darstellen.) Ich meine, daß jetzt endlich die überfälligen volksdidaktischen Konsequenzen gezogen werden müssen. Man sollte viel stärker in das Bewußtsein etwa auch der juristischen Kollegen bringen, daß Wahrscheinlichkeitsüberlegungen zum Verständnis unserer Zeit unentbehrlich sind, nicht nur auf den Sondergebieten der Vaterschaftsprozesse und des Versicherungswesens. Daß die Meteorologen, die ja Abend für Abend Ohr und Auge der halben Nation haben, des öfteren von Wahrscheinlichkeiten sprechen sollten, erscheint als so selbstverständlich, daß man sich nicht genug darüber wundern kann, wie selten es geschieht.

Ich erinnere mich an eine öffentliche Diskussion, die ich kürzlich vor einem Laienkreis zu führen hatte, der zum größten Teil aus Gegnern der Kernenergie bestand. In meinem Vortrag hatte ich ausführlich erklärt, daß und inwiefern die Kernenergie in der Sicherheitsfrage relativ zu anderen Energien gut dastehe, und verglich sie dazu insbesondere mit der Elektrotechnik. Als Beispiel führte ich an, daß meine Frau fast einem häuslichen Elektrounfall zum Opfer gefallen wäre, als sie nämlich eine Hutablage berührte, die wegen eines Installationsfehlers mit einer Wechselstromleitung in Verbindung stand. Der elektrische Strom hat zahllose Opfer gekostet. Nach meinem Vortrag begann eine Dame ihren Diskussionsbeitrag mit dem Satz: „Herr Professor Süßmann, Sie behaupten also, die Kernenergie sei absolut sicher.“ Da hatte ich also fast eine halbe Stunde darüber geredet, daß nichts *absolut*, die Kernenergie aber *relativ* sicher ist [3; 4; 5], und doch war bei dieser Hörerin nichts davon angekommen. Den Unterschied zwischen absoluter und relativer Sicherheit wird man wohl erst dann wirksam auseinandersetzen können, wenn das Argumentieren mit stochastischen Kategorien ebenso geläufig sein wird wie das Einmaleins oder das metrische System. Richtige Wahrscheinlichkeitsüberlegungen bewahren uns vor falschen Alternativen. Die didaktische Aufgabe, vor die wir hier gestellt sind, ist allerdings nicht leicht. Mögliche Anknüpfungspunkte sind, wie erwähnt, Versicherungen, Vaterchaftsprozesse und Wettervoraussagen.

Zur nüchternen Beurteilung der Kernkraftgefahren möchte ich noch durch die Hervorhebung folgender Aussage beitragen: Was nicht möglicherweise mißbraucht werden könnte, ist mit Sicherheit nutzlos. Denn alles, was (zum Unterschied etwa von einem bloßen Plazebo) einen verifizierbaren Effekt bringt, kann in seiner Wirkung auch einmal schief laufen oder mißbraucht werden. Bei Diskussionen habe ich das gelegentlich dahingehend ausgedrückt, daß Apotheken statistisch gesehen gefährlicher sind als Kernkraftwerke. Irrtum und Mißbrauch im Umgang mit Medikamenten erfassen weit größere Zahlen als die bei Strahlenschäden zu erwartenden. Hier stoßen wir allerdings auf das Phänomen und psychologische Problem, daß viele Menschen übermäßig gebannt werden durch eine mögliche Konzentration von Todesfällen an *einer* Stelle, so wie es in Harrisburg befürchtet wurde. Aus irgendwelchen nur teilweise verständlichen Gründen pflegt man derart fein verteilte Gefahren wie die des Mißbrauchs von Medikamenten oder auch die der täglichen Verkehrsunfälle als vergleichbar gering zu bewerten. Eine Teilerklärung bietet die verbreitete (und natürlich nur partiell realistische) Vorstellung, man habe hier sein Schicksal selbst in der Hand. Auch Erwachsene scheinen sich weit mehr vor Schreckens-Bildern als vor tatsächlichen Gefährdungen zu fürchten.

Ferner sollten wir uns und unseren Gesprächspartnern bewußt machen, daß der Mensch bereits seit langem eine Form der Atomenergie in seinen Dienst genommen hat, nämlich die Energie der Atomhüllen, und daß diese große Gefahren in sich birgt. Ich erwähnte die Elektrizität, dieses „ätherische“ Element; aber seit Jahrtausenden haben wir jenes prometheische Element des Feuers. Eines der Kennzeichen des Homo sapiens zum Unterschied von allen anderen Lebewesen ist, neben dem Rad²⁾, der Besitz des Feuers. Dazu wurden in der Antike Mythen erzählt, die großes Erstaunen und Erschrecken kundtun. Jene Erschütterungen standen unseren Reaktionen auf die Ergreifung der Kernenergie kaum nach. Wir hören, Prometheus habe den Göttern das Feuer entwendet, das sie eifersüchtig und vorsichtig gehütet hatten. Dieses Frevels wegen wird Prometheus einer furchtbaren Straffolter unterzogen. Der grausige Mythos enthüllt, wie tief die Ängste vor der atomaren Energie waren und sind. Obschon uns die Verwendung des Feuers nicht mehr als harte Technik er-

scheint, so ist und bleibt sie in den immer wieder ausbrechenden Feuersbrünsten oder Flächenbränden doch eine menschenverschlingende Gewalt. Trotzdem haben die Menschen sie überall angenommen und behalten. Seit Jahrtausenden steht im Hause der Herd; heute haben wir sein elektrisches oder gaschemisches Äquivalent. Die Zahl der Menschenopfer durch gewöhnliche Flammen wird voraussichtlich stets erheblich höher bleiben als die der Kernwärme mitsamt all ihrer Strahlung.

Jener archaische Mythos von Prometheus setzt eine Gottesvorstellung voraus, der gemäß die Gottheit dem Menschen mancherlei neidet und deshalb durch Opfergaben oder Beschwörungen versöhnt werden muß. Dem entgegengesetzt ist die christliche Auffassung, wonach Gott den Menschen in Christus versöhnt. Entsprechend wird, jedenfalls nach meinem Verständnis des Alten und Neuen Testaments, das menschliche Wissen, solange es sich nicht zum absoluten, quasi gottgleichen Wissen um das Gute und Böse überhebt, zustimmend bewertet, eben als ein Teil des guten Gewissens. Wir sollten uns durch das Jupiterbild eines olympisch-stygischen Mythos nicht beirren lassen. Gott neidet uns nicht unser Forschen, nicht das Feuer und nicht die Kernenergie, die wir zur Überwindung der Nahrungsnot und sonstigen Armut eines Großteils unserer Mitmenschen brauchen.

Die alten Berichte von Hungersnöten, auch in unseren Breiten, sind schrecklich genug. Wir alle haben als Kinder das Märchen von Hänsel und Gretel gehört, aber die meisten haben eine wesentliche Seite nicht erfaßt. Wie heißt es noch? Als eine Hungersnot das Land überzog, schickten die Eltern ihre beiden Kinder in den Wald in der Hoffnung, sie würden nicht wieder nach Hause zurückfinden. Aber Hänsel hatte Kieselsteine gesammelt und markierte mit ihnen den Weg, so daß die Kinder zurückkehrten. Die Eltern jedoch schickten die Kinder zum zweiten Mal fort, und diesmal hatte Hänsel keine Kieselsteine sammeln können. Diese schreckliche Rahmenhandlung bezeugt deutlich genug den Druck der Hungersnöte im Zustand der Urarmut. Wir tun gut daran, die Erzählung ernst zu nehmen. Nahrungsmangel war ein ständiger Begleiter der meisten Menschen, und tödlicher Hunger war keine Seltenheit.

Wir müssen uns und unsere Mitbürger hieran erinnern: Es ist keineswegs selbstverständlich, daß wir es besser haben, und daß wir nicht wieder in solche Not zurückfallen werden. Wir sollten wissen, wie wir sie überwunden haben. Die Agrikulturchemie von Justus Liebig hat dazu, neben anderen Faktoren, entscheidend beigetragen. Ein Hauptfaktor war gewiß auch eine gute Schulbildung. Zur Bildung gehört aber heutzutage, daß man sich Gedanken macht über die vielfältigen Beziehungen zwischen den erreichten Fortschritten zu menschenwürdigem Leben und den ihnen zugrunde liegenden geistesgeschichtlichen, wissenschaftlichen und technischen Entwicklungen. Ferner gehört dazu, daß in jedem Fall Güter und Risiken gegeneinander abzuwägen sind; und hierzu ist es wohl nötig, jedermann möglichst früh den Wahrscheinlichkeitsbegriff nahezubringen. Das so oft postulierte Idol absoluter Sicherheit ist, wie jede Forschung des Alles oder Nichts, eine arge Sünde.

Bei der Abwägung eines Risikos müssen auch die bereits aufgetretenen Verluste und Schäden in Rechnung gestellt werden. Jeder sollte sich vergegenwärtigen, daß das Auto Jahr für Jahr Zehntausende von Menschenleben fordert und hohe Kosten verursacht und daß die Kohle seit dem zweiten Weltkrieg allein in unserem Lande fünfzehntausend Bergleute auf ihrem Schuldkonto hat. Solche Zahlen müssen in Relation zu den bei der friedlichen Kernenergienutzung aufgetretenen oder zu erwartenden Verlusten und Nachteilen gesetzt werden. Leider ist die Kernenergie mit dem Stigma von Hiroshima und Nagasaki behaftet und in gewisser Weise „noch unsichtbarer“ – und somit unheimlicher – als die Elektrizität.

2) Das wurde allerdings erst viel später erfunden, und in Altamerika war es nicht bekannt.

Sie gibt daher Anlaß zu Heidenängsten, für die ich keine Arznei weiß außer der, sich an gute Theologie zu halten.

These 6: Die Nuklearenergie ist ein ausgezeichneter Verbündeter des Naturschutzes. Obwohl dies den meisten Wissenschaftlern klar ist, scheint es sich im Bewußtsein der Bevölkerung wenig verbreitet zu haben. Ich versuche zu verstehen, woran es liegt. Seit Jahrzehnten besteht ein beträchtliches Spannungsverhältnis zwischen einerseits den Menschen, die sich um die freie Natur, um Pflanzen, Tiere, Flüsse, Berge und ähnliches sorgen, und andererseits denjenigen, die gegen die Nöte der Menschen ankämpfen und den Wohlstand der Nationen heben wollen. Das war und ist eine verständliche Spannung, eine legitime Polarität. Beide Seiten vertreten Werte, die man gegeneinander abwägen muß, wobei die Entscheidung fast immer nur eine Zwischenlösung sein kann. Stets muß ein Kompromiß aufgesucht werden. Daran ist nichts auszusetzen, denn Kompromisse sind etwas grundsätzlich Positives. Es war immer schlechte Philosophie, wo man den Kompromiß im Sinne des englischen „compromising“ oder des deutschen „kompromittieren“ als prinzipiell negativ beurteilte. Das habe ich in letzter Zeit noch einmal nachdrücklich und überzeugend vom Kollegen Korff zu hören bekommen, dessen Buch hierüber in Kürze erscheinen wird [6]. Ich hatte Gelegenheit, mit diesem Theologieprofessor der anderen Glaubensrichtung – er ist katholisch, ich evangelisch – darüber zu sprechen. Wir waren uns einig, daß der Kompromißbegriff in theologischer Hinsicht positiv aufzufassen ist. Wir müssen ihn gegen die verbreitete Sünde der Schwarz-Weiß-Malerei, des Alles-oder-Nichts, verteidigen.

Man stand also immer vor dem Problem einer gewissen Spannung zwischen dem einen Anliegen, die freie Natur zu schützen, und dem davon durchaus verschiedenen Anliegen, der menschlichen Not abzuwehren. Lange Zeit hindurch gab es Rivalitäten und Animositäten zwischen Tierschützern und sozial engagierten Leuten. Diese Gegensätze scheinen in letzter Zeit merkwürdig zurückgetreten zu sein, obwohl das tatsächliche Spannungsverhältnis kaum abgenommen hat. Im Bewußtsein unserer „grünen“ Zeitgenossen scheint es auf fast zauberhafte Weise weggeblasen. (Sind grün und rot nicht komplementäre Farben, also so etwas wie Gegensätze in Reinkultur?) Man sollte sich aber nicht darüber hinwegtäuschen, daß auch hier nicht alles zu haben sein wird, daß wir Mittelwege brauchen. Man wird sich entscheiden und einen kleinen Nachteil um eines größeren Vorteils willen in Kauf nehmen müssen, wobei verschiedene Menschen legitimerweise verschieden empfinden und urteilen werden. So weit reichen Wissen und Vernunft nicht, daß sie solche Beurteilungsunterschiede ganz ausräumen könnten. Doch kann das keine Entschuldigung für Denkfaulheit sein.

Insbesondere sollte man sich klar machen, daß die Nuklearenergien der freien Natur so gut wie nichts antun, weit weniger jedenfalls als die Fossilenergien. Das gilt mindestens, solange wir die einzelnen Pflanzen- und Tierindividuen nicht so hoch einschätzen, um bei einem letalen Schaden von Mord zu sprechen. Wir wären vielleicht gut beraten, dann von einem Äquivalent von Mord zu sprechen, wenn eine ganze Tier- oder Pflanzenart ausgerottet wird; aber wir sollten diese Sprechweise unterlassen, wenn nur einzelne Exemplare getötet werden. Wir tun in der Ethik gut daran, die humane Sphäre von der subhumanen unmißverständlich abzusetzen.

Dies ist übrigens einer der Gründe, warum ich es mißbillige, daß die katholische Moraltheologie neuerdings von „Leben“ spricht, wo es um den Fötus geht, die ungeborene Leibesfrucht. Da wird jetzt leider etwas Wesentliches verwischt und Unklarheit verbreitet. Die Abstufung zwischen dem Sub- und Prähumanen auf der einen und dem aktual Humanen auf der anderen Seite ist zu wichtig, auch wenn sie im Einzelnen etwas Willkürliches an sich haben mag, als daß sie nivelliert

werden dürfte. Auch die Festsetzung des Mündigkeitsalters auf 21 oder 18 Jahre ist nicht frei von Willkür – und ist doch von grundsätzlicher Bedeutung, die unaufhebbare juristische Konsequenzen hat. Das gilt mit größerer Klarheit und höherem Recht für die Grenze zwischen der vollmenschlichen Stufe, auf der ein Wesen ansprechbar ist, weil es als Mensch geboren wurde, und der vormenschlichen Stufe, auf der es nur ein höheres Lebewesen oder nur erst eine Leibesfrucht ist. So ist es ja auch nirgends üblich, einen leblosen Fötus zu bestatten.

Solange man im Sinne einer solchen Unterscheidung dem einzelnen tierischen oder gar pflanzlichen Exemplar nicht die gleiche Wertschätzung zuerteilt wie einem menschlichen Individuum, ist festzustellen, daß dem Tier- und Pflanzenreich durch die Kernenergie kein wesentlicher Schaden zugefügt wird. Niemals wird durch harte Strahlung eine ganze Spezies ausgerottet werden. Man hat zahlreiche Experimente bei einzelnen Tierarten durchgeführt: Kolonien von Insekten und von Nagern wurden intensiv bestrahlt; die Tiere haben als Kollektiv überlebt, auch wenn viele Individuen umkamen.

Gerade wegen ihrer Härte kann die Nuklearenergie der freien Natur nur wenig anhaben. Sie greift nicht in die komplizierten Stoffwechselvorgänge der Biozyklen ein, wie das bei der Verwendung der weicheren Energieformen (Kohle, Erdöl, Erdgas) der Fall ist. Ähnliches gilt für die Geozyklen. Wie wir in der Schule gelernt haben, enthielt die Luft zu Beginn des industriellen Zeitalters 0,03 % Kohlendioxid. Die Zahl hat sich mir eingeprägt, weil der Lehrer ihre Konstanz betonte: In der Großstadt Lodz (meiner Heimatstadt) sei sie genau so hoch wie auf dem Lande. Inzwischen sind die Meßverfahren so verfeinert worden, daß man die regionalen und jahreszeitlichen Schwankungen der Kohlendioxid-Konzentration in der Luft einwandfrei feststellen kann. Wir wissen, daß die Gesamt-Konzentration merklich ansteigt. Vor ein paar Tagen nahm ich an einer interdisziplinären Konferenz in Los Angeles teil. Dort hat mir Weinberg gesprächsweise bestätigt, daß die Zunahme etwa 1 ppm (1 Millionstel) pro Jahr beträgt; man hat also heute einen erheblich höheren Wert als zu Beginn des Industriezeitalters, nämlich mehr als 0,04 %. Die sich ergebende Gefahr für unser Klima ist hoch einzuschätzen; sie bedroht die Natur in weit höherem Maße als die Nuklearenergie.

Die größte Gefahr für die freie Natur ist die riesige und noch immer rasch wachsende Zahl der Menschen. Das wirksamste Mittel gegen die weitere Vermehrung stellt verständlicherweise und erfahrungsgemäß die Industrialisierung dar. Es wäre eine Illusion zu meinen, die bereits industrialisierten Völker wären zu vermehrten Anstrengungen zugunsten der Entwicklungshilfe bereit, wenn eine Energieteuering über sie käme. Vom Standpunkt der Entwicklungsländer und im Interesse einer Verhinderung von weiterem Raubbau an der Erde ist eine rasche Entwicklung der Kernenergie unter Ein-schluß der Schnellbrüter eine dringende Notwendigkeit. Diese Verhältnisse liegen so klar auf der Hand, daß man sich irritiert fragt, wie es möglich ist, daß sie so oft verdrängt werden.

Das bringt mich zu meiner nächsten (und letzten) These: Ein Großteil der Furcht vor der friedlich genutzten Kernenergie beruht auf Unkenntnis, auf ideologischer Verblendung oder auf Irr- und Aberglauben; sie ist irrational. Ich habe oft über diese Fragen nachgedacht und mit Vielen über sie geredet, und dies nun ist das Resumé meiner Erfahrungen. Natürlich werde ich scharf attackiert, wenn ich meine Ansicht vor Kernkraftgegnern äußere, aber das konnte meine Meinung bisher kaum verändern. Fast unheimlich ist es zu sehen, wie plötzlich Menschen feste Behauptungen über Sachen aufstellen, von denen sie so gut wie nichts verstehen. Vielfach wird nur nachgesprochen, was die Propagandawelle oder der cha-

rismatische Führer vorbringt. Massenpsychologische Prozesse sind erstaunliche Naturgewalten! Daß sich derart unkritisches Verhalten mit der Meinung zu verbinden pflegt, man sei besonders kritisch oder skeptisch, versteht sich fast von selbst. Abiturienten scheinen leider anfälliger zu sein als Nichtabiturienten. Es ist, als ob Kant seine große Begriffsbestimmung dessen, was Aufklärung ausmacht, nie geschrieben hätte. (Die finstere Arroganz der Hegelei scheint zu triumphieren.)

Die irrationale Furcht ist ein seltsames psychologisches Phänomen, vermutlich oft sehr komplex, manchmal aber entsetzlich simpel. Ich habe bereits einiges darüber ausgeführt. Bisher verspürte ich wenig Neigung, diesen betrüblichen Dingen nachzugehen; ich bin ja kein Psychologe. Doch scheint mir, daß wir den psychischen Problemen erhöhte Aufmerksamkeit zuwenden sollten, stellen uns doch die seelischen Kettenreaktionen vor ein Hauptproblem. Ich aber habe eben erst angefangen, mich damit auseinanderzusetzen.

Einige Ursachen für die Ablehnung der Kernenergie sind verhältnismäßig leicht auszumachen. Eine davon ist, wie gesagt, ideologische Verblendung. Zur Begründung brauche ich nur einen Kollegen aus Bremen zu zitieren, der einmal verlauten ließ, seine Stellungnahme zur Kernenergie hänge natürlich von der Klassenkampfsituation ab: In China sei er für die Kernenergie, in der westlichen Gesellschaft hingegen kämpfe er gegen sie. Zu Beginn einer Vorlesungsstunde wurde ich einmal von einigen externen Studenten gefragt, warum ich die Petition an den Bundestag zugunsten der Nuklearenergie unterschrieben hätte. In meiner Antwort auf ihre weiteren Diskussionsfragen wies ich unter anderem auf die Argumentation jenes Bremer Kollegen hin, worauf man mir entgegnete, in China würde man auch mehr für die Sicherheit der Arbeiterschaft tun. Das bezweifelte ich schon deswegen, weil dort wie in jedem sozialistischen Staat das Streikrecht im wesentlichen abgeschafft ist. Daraufhin verließen die Frager den Hörsaal. Diese Vorfälle sind typische Beispiele für ideologische Scheuklappen. Auf Grund vieler Beobachtungen bin ich zu folgender Ansicht gelangt: Von einigen werden die Dinge *bewußt* so gesehen, wie es der Bremer Kollege ausgesprochen hat. Bei anderen aber scheint das *Unterbewußtsein* die entscheidende Rolle zu spielen: Man mißgönnt uns hier in unserer freien Gesellschafts- und Wirtschaftsordnung, die sich auf den großen Adam Smith berufen kann, den ökonomischen und so auch den menschlichen Erfolg. Es gibt ja kaum eine eindrucksvollere, von mehr Erfolg gekrönte wissenschaftliche Theorie als die des klugen Ethikers Adam Smith über den Wohlstand der Nationen. Bei den Gegnern sind offenkundig irrationale Triebkräfte am Werk, die es nicht verwirren können, daß ihre Wirtschafts-, Geschichts- und Gesellschaftsphilosophie so schlecht mit der Erfahrung übereinstimmen. Da man uns den Erfolg mißgönnt, schiebt man Scheinargumente (Sicherheit, Naturschutz, Lebensqualität) vor. Vielleicht tue ich hier einigen etwas Unrecht; aber dann warte ich darauf, daß sie ihre Gedanken besser erklären. Bisher habe ich in dieser Ecke viel Ressentiment und wenig gedankliche Arbeit gefunden.

Ein gut Teil der Ablehnung der Kernenergie beruht auf Unkenntnis. Dazu möchte ich eine kleine Anekdote erzählen.

Vor einigen Monaten bat mich ein junger Student der Geophysik, ihm einige Fachausdrücke aus der Kernphysik zu erläutern, da er im Begriffe sei, den amerikanischen Film „The China Syndrome“ ins Deutsche zu übersetzen. Als ich ihn fragte, was ein „China syndrome“ sei, erklärte er mir, es müsse sich um einen von amerikanischen Kerntechnikern verwendeten Laborausdruck handeln für den Fall, daß ein durchschmelzender Reaktorkern unhaltbar absinkt, um schließlich „unten“ in China anzukommen. Mein Gesprächspartner sprach davon so, als sei dies eine reale Möglichkeit und schien überrascht, als ich meine Verwunderung darüber äußerte. Meine Reaktion war: „Wenn das geschieht am grünen Holz, was soll an dürrn werden?“ Hatte ich doch mit einem Studenten der Geophysik gesprochen! Wenn selbst (naturwissenschaftlichen Jung-) Akademikern die einfachsten Größenordnungen fremd sind, bleibt natürlich nichts anderes übrig, als sich von der hübschen Ms. Jane Fonda erklären zu lassen, was Kernkraft ist. Über die irrationalen Ängste hinaus, die freilich viel heftiger, obschon zielloser wirken als alle naturwissenschaftlichen Darlegungen [7; 8; 9; 10; 11] zusammengenommen, muß leider mit einem krassen Mangel an schlichtesten Kenntnissen gerechnet werden.

Mein Fazit ist, daß wir als Naturwissenschaftler hauptsächlich zur gewissenhaften Versammlung des Wissens beitragen können, wogegen man die dunklere Seite des Psychischen wohl den medizinischen und geisteswissenschaftlichen Kollegen überantworten muß, obwohl wir auch diese Fragen nicht ganz aus dem Auge verlieren sollten.

Schrifttum

- [1] Weizsäcker, C. F. von: Wege in der Gefahr (Hanser, München 1976); Deutlichkeit (Hanser, München 1978); Diagnosen zur Aktualität (Hanser, München 1979).
- [2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Deutsche Risiko-studie Kernkraftwerke. Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko. Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie (Verlag TÜV Rheinland, Köln 1979), ISBN 3-921059-67-4.
- [3] Inhaber, H.: Risk of Energy Production, AECB-1119 (1978); Is Solar Power More Dangerous Than Nuclear? IAEA-Bulletin 21 (1979) No. 1.
- [4] Harde, K.: Der soziale Aufwand und Ertrag des Umgangs mit Energie. KfK-Nachrichten 11 (1979).
- [5] Rausch, L.: Strahlenrisiko!? (Piper, München 1979).
- [6] Korff, W.: Kernenergie und Moraltheologie (Suhrkamp, Frankfurt a. M. 1979; Taschenbuch st 597).
- [7] Ford-Foundation: Nuclear Power, Issues and Choices (Ballinger Publ. Co., Cambridge/Mass. 1977; deutsch: Rowohlt, Hamburg 1979).
- [8] The President's Commission: The Accident at Three Mile Island (1979); deutsch: Der Störfall von Harrisburg (Erb, Düsseldorf 1979).
- [9] Schmidt & Bodanski: The Fight on Nuclear Power (Freeman, San Francisco 1977).
- [10] Teller, E.: Energy from Heaven and Earth (Freeman, San Francisco 1979).
- [11] Fachinformationszentrum: Handbuch der Energieforschung und -entwicklung in der Bundesrepublik Deutschland (C. F. Müller, Karlsruhe 1980).

Einführung in das Fachgespräch

Von A. Birkhofer¹⁾

Das Thema des dritten Fachgespräches der Gesellschaft für Reaktorsicherheit lautet:

Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute
– Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –

Seit Beginn der Kerntechnik wurden Vorgänge im Zusammenhang mit dem Ausfall der normalen Kühlung untersucht.

So wurde zu Beginn der sechziger Jahre die Versuchsanlage LOFT (Loss of Fluid Test) konzipiert, mit dem Ziel, zu untersuchen, wie sich ein Reaktor bei einem totalen Verlust der Kühlung verhält. Die Versuche sollten damals bis hin zu einem eventuellen Schmelzen von Brennstäben durchgeführt werden.

Im Zuge der Entwicklung der Kerntechnik hatte sich jedoch herausgestellt, daß es angemessener ist, primär auf die Verhinderung von Störfällen hinzuwirken und erst sekundär darauf, bei möglichen Störfällen den Schadensumfang einzudämmen und zu beherrschen. Das führte dazu, daß die Notkühlsysteme sehr stark aufgerüstet worden sind mit dem Ziel, auch bei schwersten Störfällen am Primärsystem den Reaktor hinreichend zu kühlen, so daß mit Schäden an den Brennstäben nicht zu rechnen ist.

Diese Überlegung wurde durch ein großes Versuchsprogramm begleitet bzw. abgestützt. Das führte auch dazu, daß LOFT umkonstruiert worden ist in eine Anlage, in der die Wirksamkeit der Notkühlsysteme untersucht werden kann.

Im Zuge dieser Umrüstung mußten die bei Kernkraftwerken üblichen Notkühlsysteme an diesem Versuchsreaktor installiert werden. In einer Reihe von Vorversuchen wurden die einzelnen Systeme getestet; heute ist bereits die Schwelle zu den nuklearen Versuchen überschritten. Es wurden bisher

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

fünf nichtnukleare und zwei nukleare Versuche mit großem Leck durchgeführt.

Lag zu Beginn das Gewicht vor allem bei der Beherrschung spektakulärer großer Brüche, so ist man seit einer Reihe von Jahren dazu übergegangen, das Problem kleinerer Schäden, die aber unter Umständen auch häufiger auftreten können, genauer zu untersuchen.

Das wurde nicht nur durch die Risikostudie bestätigt, die ja ausweist, daß hier mit kleinen Leckagen und Transienten häufiger zu rechnen ist als mit großen Brüchen, sondern es wurde durch den Störfall in Three Mile Island nochmals eklatant aufgezeigt.

Dies hat dazu geführt, daß auch in der LOFT-Anlage künftig stärker kleine Lecks und Transienten untersucht werden. Zwei Versuche mit kleinen Lecks (ein nichtnuklearer und ein nuklearer) sind bereits gefahren worden.

Einzelheiten zur LOFT-Anlage, Versuchsergebnisse und deren Analyse enthalten die anschließenden sieben Fachbeiträge. Dabei sei vor allem den amerikanischen Kollegen für ihre Bereitschaft gedankt, ihre Arbeiten hier zur Diskussion zu stellen.

- Der erste Beitrag behandelt die internationale Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung aus der Sicht des Bundesministeriums für Forschung und Technologie.
- Im zweiten Beitrag wird die Analysetechnik für Kühlmittelverluststörfälle dargestellt und bewertet.
- Vier weitere Beiträge befassen sich mit der anlagentechnischen Seite von LOFT und den bisher durchgeführten Experimenten sowie deren Analysen.
- Der letzte Beitrag schließlich behandelt die Analyse kleiner Lecks.

Internationale Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung

Von H. Seipel¹⁾

Einleitung

Im Vordergrund des diesjährigen GRS-Fachgespräches steht das amerikanische LOFT-Projekt, ein Vorhaben, das wie kein anderes zuvor im Zentrum einer regen internationalen Zusammenarbeit steht und an dem sich modellhaft zeigen läßt, daß das Ergebnis internationaler Zusammenarbeit mehr sein kann als die Summe der Einzelbeiträge aller Beteiligten. So liegt es nahe, unter dem Thema „Internationale Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheitsforschung“ einige allgemeine Überlegungen allen anderen Ausführungen voranzustellen.

Politische Bedeutung

Die politische Bedeutung einer internationalen Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheitsforschung muß im Gesamtzusammenhang der internationalen Diskussion von Fragen der Reaktorsicherheit gesehen werden.

1) Dipl.-Ing. Heinz Seipel, Bundesministerium für Forschung und Technologie, Bonn

Spätestens nach dem Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island ist allen bewußt geworden, daß Störfälle und sicherheitstechnische Probleme eines Landes auch ihre Spuren in anderen Ländern hinterlassen und Fragen aufwerfen, denen sich alle stellen müssen, aber auch vorher war zumindest den Fachleuten klar, daß die Sicherheit von Kernkraftwerken über Landesgrenzen hinaus von Interesse ist. Vor kurzem ist gerade durch die Ergebnisse der deutschen Risikostudie erneut nachhaltig unterstrichen worden, daß sich, wenn es je zu einem schweren Unfall mit großer Spaltproduktfreisetzung kommen sollte, die Langzeitschäden großflächig verteilen und in Europa wahrscheinlich stets mehrere Länder betreffen würden.

Die Sicherheit von Kernkraftwerken ist natürlich besonders dann ein gemeinsames Anliegen mehrerer Länder, wenn Kernkraftwerke in unmittelbarer Nähe der Staatsgrenzen erstellt werden. Beispiele für diese Situation finden sich an vielen Stellen in Europa und nicht zuletzt auch in unserem

Land, seit die französische Regierung beschlossen hat, vier 1300-MW-Kernkraftwerke bei Cattenom zu erstellen.

Die in diesen Fällen von manchen Stellen geforderte Mitsprache der Nachbarländer beim Genehmigungsverfahren stößt allseits auf wenig Resonanz und muß wohl auf absehbare Zeit als unrealistisch angesehen werden. Selbst die immer wieder geforderte internationale Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen an kerntechnische Anlagen zur Gewährleistung eines einheitlich gleich hohen Sicherheitsstandards macht angesichts vorhandener nationaler Unterschiede in Sicherheitskonzeptionen und Überwachungspraktiken, die zugleich verzahnt sind mit konventionellen Vorschriften und Regelwerken, nur langsam Fortschritte. Gerade vor diesem Hintergrund kommt einer internationalen Zusammenarbeit, die zumindest einen intensiven Erfahrungsaustausch bewirkt, große Bedeutung zu. Die Bundesregierung pflegt deshalb, insbesondere mit den Genehmigungsbehörden unserer westeuropäischen Nachbarländer, sehr enge Beziehungen. Eine Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheitsforschung ergänzt die Zusammenarbeit auf der Ebene der zuständigen Genehmigungsbehörden. Sie hat den Vorteil einer größeren Distanz zu aktuellen Genehmigungs- und politisch brisanten Tagesfragen und erreicht deshalb leichter

- einen freimütigen Gedankenaustausch der Fachleute der beteiligten Länder über vorhandene Probleme und deren Bedeutung sowie
- eine gemeinsame kritische Bewertung der im Hinblick auf diese Probleme vorhandenen Wissensbasis, möglicher Lösungsansätze und zugeordneter Aufgaben für die Forschung.

Eine solche in die Tiefe vorstoßende Zusammenarbeit führt am schnellsten zu einem Konsens der Fachleute und scheint mir folglich ein guter Ausgangspunkt für eine internationale Harmonisierung der Reaktorsicherheit zu sein.

Damit soll im übrigen keineswegs einer totalen Vereinheitlichung der Sicherheitstechnik das Wort geredet sein. Im Gegenteil, eine gewisse Vielfalt in der Sicherheitstechnik ist eher nützlich. Wichtig erscheint aber der Konsens über die grundlegenden sicherheitstechnischen Anforderungen und bei der Beurteilung der grundsätzlichen Eignung der vorgesehenen Lösungswege. Darüber hinaus schafft eine enge Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheitsforschung, weil sie einen Einblick in den durch Forschungsergebnisse abgestützten Wissensstand der ausländischen Partner vermittelt und weil sie aus persönlichen Begegnungen einen Eindruck von der fachlichen Qualifikation und wissenschaftlichen Redlichkeit der maßgeblichen Fachleute ermöglicht, eine wechselseitige Vertrauensbasis.

Wenn es dann in einem Nachbarland einmal sicherheitstechnische Probleme gibt, fällt es leichter, darauf zu vertrauen, daß diese Probleme dort auch richtig bewertet und sachgerecht gelöst werden.

Welch große Bedeutung die Bundesregierung der internationalen Zusammenarbeit in Fragen der Reaktorsicherheit beimißt, kommt in der Tatsache zum Ausdruck, daß der Bundeskanzler persönlich die Initiative ergriffen hat, um eine Intensivierung dieser Zusammenarbeit, insbesondere im Rahmen der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) zu stimulieren. Die besondere Rolle dieser Organisation ergibt sich unter anderem auch aus der Tatsache, daß sie ein weltweites Forum bietet, das auch Fachleute aus den Comecon-Ländern in die Diskussion einbezieht.

Bei der Zusammenarbeit mit solchen Ländern, die gerade im Begriff sind, einige größere Kernenergieprogramme vorzubereiten, führt die Inangriffnahme eigener Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit in diesen Ländern zum wichtigen Nebeneffekt, daß dort fachkundige Gruppen

aufgebaut werden. Diese können mit zunehmender Kompetenz zur Beurteilung von Sicherheitsfragen herangezogen werden, sie stellen zugleich eine Personalreserve dar, aus der Industrie und Behörden ihren wachsenden Bedarf an Sicherheitsexperten decken können.

Eine Zusammenarbeit mit diesen Ländern, die diese Entwicklung stützt, erscheint mir insbesondere für die nuklearen Exportländer in gleicher Weise eine moralische Pflicht wie ein Gebot politischer Klugheit.

Sachliche und ökonomische Aspekte

Wenn zunächst aus gutem Grund die politische Bedeutung der internationalen Zusammenarbeit hervorgehoben wurde, so bedarf es gleichwohl kaum längerer Erläuterungen, daß es viele gute sachliche und wirtschaftliche Gründe für eine internationale Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheitsforschung gibt. Darüber ist allerdings schon oft gesprochen worden, und so sollen an dieser Stelle nur die wichtigsten Gründe noch einmal erwähnt werden:

Der internationale Austausch von Forschungsergebnissen bedeutet, daß sowohl die Relevanz der zugrunde liegenden Fragen als auch die Zuverlässigkeit der Ergebnisse und deren Bewertung der Kritik der internationalen Fachwelt ausgesetzt werden. Damit wird das Risiko von sachlichen Fehlern und Fehlinterpretationen erheblich gemindert.

Werden eigene Ergebnisse mit den unabhängig erzielten Ergebnissen ähnlicher Untersuchungen im Ausland verglichen, kann die Zuverlässigkeit dieser Ergebnisse noch besser abgesichert und deren Glaubwürdigkeit überzeugend demonstriert werden.

In einer fortgeschrittenen Stufe der Zusammenarbeit ist ein gemeinsames Bemühen der Partner erstrebenswert, Konsens über die in der Zukunft noch zu lösenden Aufgaben zu erzielen, daraus gemeinsam programmatische, flächendeckende Lösungsansätze zu entwickeln und die entsprechenden Untersuchungen arbeits- oder kostenteilig in Angriff zu nehmen. Diese Form der Zusammenarbeit gewinnt immer mehr an Bedeutung, weil angesichts des heute bereits erreichten Kenntnisstandes, zum Beispiel über den Ablauf von Störfällen in Kernkraftwerken, ein weiterer Fortschritt im Detailverständnis der physikalischen Phänomene und der analytischen Beschreibung dieser Vorgänge häufig nur noch mit äußerst aufwendigen Versuchen im großen Maßstab erzielt werden kann.

Eine Einsparung von Haushaltsmitteln, ferner eine Steigerung der Effizienz der Forschungsarbeiten und zugleich auch Zeitgewinn sind erreichbar, wenn die internationale Zusammenarbeit dazu führt, daß alle Möglichkeiten genutzt werden, vorhandene Versuchseinrichtungen, Meßgeräte, Rechenprogramme und Spezialwissen aller Art wechselseitig für neue eigene Untersuchungen zu nutzen.

Stand der multilateralen und bilateralen Zusammenarbeit

Nun zur konkreten Durchführung unserer Zusammenarbeit mit ausländischen Partnern, die sich sowohl im bilateralen als auch im multilateralen Rahmen vollzieht.

Unter den multilateralen Aktivitäten sei zunächst die europäische Zusammenarbeit erwähnt. Hier gibt es einen beratenden Programmausschuß für das Reaktorsicherheitsforschungsprogramm der gemeinsamen Forschungsstelle Ispra. Dieser Ausschuß hat sich bereits frühzeitig mit gutem Erfolg bemüht, einen weitgehend komplementären Zuschnitt des EG-Programms zu den nationalen Programmen der Mitglieder zu erreichen. Vor kurzem ist diesem Ausschuß die zusätzliche Aufgabe übertragen worden, Empfehlungen an die Kommission für die Vergabe von Forschungsaufträgen zu Themen der Reaktorsicherheit auszusprechen. Die Kommission beabsichtigt, auf dieser Grundlage im Rahmen ihres indirekten

Aktionsprogramms entsprechende Aufträge an geeignete Forschungsstellen innerhalb der EG-Länder zu vergeben.

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD hat auf Grund der Zahl und Bedeutung der mitwirkenden Länder, der fachlichen Kompetenz und des Ranges seiner persönlichen Mitglieder sowie der Breite des Arbeitsgebietes zur Zeit wohl die größte praktische Bedeutung für den multilateralen Austausch von Forschungsergebnissen. Im CSNI soll vor allem auch der Dialog zwischen den für atomrechtliche Genehmigungen und den für die Reaktorsicherheitsforschung verantwortlichen Fachleuten gepflegt werden, um eine enge internationale Wechselbeziehung zwischen Forschung und Genehmigungspraxis herzustellen. Die fachliche Arbeit des CSNI vollzieht sich vor allem in zahlreichen fachspezifisch orientierten Arbeitsgruppen und Spezialistentreffen.

Die Internationale Atomenergie Organisation (IAEO) in Wien trägt durch zahlreiche Veranstaltungen, internationale Konferenzen und Spezialistentreffen zu ausgewählten Themen zum Kenntnis- und Erfahrungsaustausch bei. Über weitere Möglichkeiten, die Arbeit der IAEO auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit zu unterstützen, zum Beispiel durch koordinierte Forschungsprogramme in den Mitgliedsländern, wird zur Zeit in den zuständigen Gremien gesprochen.

Nun zur bilateralen Zusammenarbeit: Die für uns interessantesten Partner für eine bilaterale Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheitsforschung sind naturgemäß solche Stellen, die eigene, umfassende Sicherheitsforschungsprogramme für Leichtwasserreaktoren durchführen. Hier sind die USA, Japan und Frankreich an erster Stelle zu nennen. Wir haben entsprechende Zusammenarbeitsverträge mit der USNRC und dem Electric Power Research Institute (EPRI) in den USA, der japanischen Regierung und dem Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) in Frankreich unter Einbeziehung der staatlichen Betreiberorganisation Electricité de France (EDF).

Besonders gut eingespielt hat sich die bereits 1973 begonnene Zusammenarbeit mit der USNRC. Hier tragen die systematische Organisation des Informationsaustausches und der aktiven Zusammenarbeit sowie die zunehmende Verflechtung der Programme durch wechselseitige Beteiligung an Großprojekten wie LOFT, PBF und HSST auf amerikanischer Seite und HDR, PNS-Brennstabprogramm auf deutscher Seite besondere Früchte.

Die Zusammenarbeit mit Frankreich, die erst vor kurzem vertraglich geregelt wurde, gewinnt an Breite und Tiefe. Auch mit Japan ist trotz der Barrieren Sprache und Entfernung eine weitere Intensivierung der Zusammenarbeit zu erwarten. In diesem Zusammenhang sei als Beispiel nur die kürzlich mitgeteilte Bereitschaft der zuständigen japanischen Regierungsstellen erwähnt, uns für begrenzte Zeit einen in der ganzen Welt wegen seiner Größe einmaligen Schütteltisch, der zur Simulation von Erdbeben gebaut wird, für eigene Versuche zur Verfügung zu stellen.

Bezüglich der Organisation dieser weitverzweigten Zusammenarbeit zwingen Platzgründe zur Beschränkung auf den Hinweis, daß die GRS bei der praktischen Abwicklung dieser Zusammenarbeit, der Detailplanung aller vorgesehenen Maßnahmen, der Vorbereitung von Sitzungen usw. eine zentrale Rolle spielt.

Es wäre nun sicher reizvoll, nach diesen mehr allgemeinen Ausführungen zur internationalen Zusammenarbeit anhand konkreter Beispiele aufzuzeigen, welche praktischen Auswirkungen sich aus der internationalen Zusammenarbeit im einzelnen ergeben haben. Hier wäre insbesondere über unser HDR-Projekt zu sprechen, das — ähnlich wie LOFT in den USA — im Zentrum einer regen internationalen Zusammenarbeit steht. Über dieses Vorhaben wird jedoch in Kürze im Rahmen eines Statusberichts gesondert berichtet.

Deshalb wird hier nur über ein Projekt berichtet, an dem in besonders überzeugender Weise sichtbar wird, was in internationaler Zusammenarbeit erreichbar ist. Es handelt sich um das sogenannte 2D/3D-Notkühlprojekt, das arbeitsteilig von den USA, Japan und der Bundesrepublik Deutschland durchgeführt werden soll. Der Name des Projekts deutet an, daß es sich primär um eine theoretische und experimentelle Untersuchung der zwei- und dreidimensionalen Strömungsvorgänge der Wiederauffüll- und Flutvorgänge nach einem Kühlmittelverlust handelt. Das Ziel des Projektes besteht darin, die letztlich für die Brennstabtemperaturen bestimmenden Vorgänge, einschließlich lokaler Phänomene, im Detail noch besser zu verstehen, um ein wirklichkeitsnahes Bild der möglichen Brennstabelastungen und der Reserven gegenüber Versagensschwelen zu gewinnen. Darüber hinaus sind aus entsprechenden Parameteruntersuchungen auch Erkenntnisse zu erwarten, wie sich diese Reserven durch weitere Optimierung der Wiederauffüll- und Flutprozesse erweitern lassen.

Die Experimente sollen in einem Maßstab durchgeführt werden, der der Realität möglichst weitgehend entspricht, so daß die Versuchsergebnisse unmittelbar für die Überprüfung eines gleichzeitig zu entwickelnden Rechenprogramms herangezogen werden können. Die Arbeitsteilung zwischen den drei Partnerländern ist so vorgesehen, daß die japanische Seite die Vorgänge im Reaktorkern untersuchen wird. Die deutsche Seite führt Großversuche zur Simulation der Vorgänge im oberen Plenum und im Ringraum eines Druckwasserreaktors und den übrigen Primärkreislaufkomponenten durch. Schließlich soll die amerikanische Seite den größten Teil der erforderlichen neuartigen Meßinstrumentierung entwickeln und bereitstellen und außerdem ein geeignetes Rechenprogramm für die analytische Beschreibung der Mehrdimensionalen instationären Strömungsvorgänge erstellen. Das Projekt wird eine Laufzeit von etwa fünf Jahren haben und insgesamt Finanzmittel in Höhe von über 300 Mio. DM erfordern. Der Abschluß des trilateralen Vertrages war für das Jahresende 1979 vorgesehen. Hier wird auch ohne längere Erläuterung klar, daß eine Dimension erreicht ist, die im nationalen Alleingang kaum noch zu bewältigen wäre.

Gute Erfahrungen bei der Vorbereitung dieses in jeder Hinsicht — technisch und vertraglich — schwierigen 2D/3D-Projekts lassen hoffen, daß auch weitere Untersuchungen, deren Zweckmäßigkeit sich zum Beispiel aus Erkenntnissen über den Harrisburg-Störfall ergeben könnte, arbeitsteilig in internationaler Zusammenarbeit angegangen werden können. Erste Diskussionen haben bereits gezeigt, daß eine Reihe entsprechender Fragen in verhältnismäßig kurzer Zeit mit vorhandenen Versuchseinrichtungen in den USA, Japan und der Bundesrepublik Deutschland behandelt werden kann. Wir haben bereits erste Maßnahmen im Hinblick auf das LOBI-Projekt in Ispra und auf den PKL-Versuchsstand eingeleitet.

Schlußbemerkung

Zum Abschluß dieser Ausführungen soll der Bogen zum Ausgangspunkt dieses Beitrages und damit auch zum Gegenstand des GRS-Fachgespräches geschlossen werden. Bemerkenswert erscheint vor allem die Tatsache, daß wir heute im Einverständnis mit unseren amerikanischen Partnern in der Bundesrepublik Deutschland ein Fachgespräch über eines der wichtigsten amerikanischen Projekte zur Reaktorsicherheitsforschung führen können.

Der deutsche Beitrag zum LOFT-Projekt besteht in der Zahlung von 10 Mio. DM, die vor allem einer Verbesserung und Erweiterung der Instrumentierung zugeht gekommen sind, der Abstellung von Personal zum LOFT-Team nach Idaho und der Vergabe von Aufträgen zur theoretischen Auswertung der Versuche parallel zu den amerikanischen Gruppen durch ein Team in der Bundesrepublik Deutschland. Mit diesem

Vorgehen war die Hoffnung verbunden, daß wir so einerseits den größtmöglichen Nutzen für uns selbst aus dem Projekt ziehen können und andererseits zugleich einen für alle übrigen Partner interessanten Beitrag zum besseren Gesamtverständnis der durchgeführten Untersuchungen leisten.

Dieser Beitrag soll aber nicht geschlossen werden, ohne allen an der Zusammenarbeit beim LOFT-Projekt Beteiligten für ihre Leistungen zu danken. Dieser Dank gilt besonders den

amerikanischen Kollegen, die mit der Abwicklung des LOFT-Projekts betraut sind. Ihre Art, den für die Kooperation gesetzten Rahmen in fachlicher und – wie nach Idaho entsandte deutsche Fachleute immer wieder bestätigen – persönlich-menschlicher Hinsicht auszufüllen, ist beeindruckend. Wenn es auch noch zu früh sein mag, dieses Kooperationsprojekt abschließend zu würdigen, so zeichnet sich doch sein in vielfältiger Hinsicht wegweisender Charakter bereits heute ab.

Bewertung der bisherigen Analysetechnik für Kühlmittelverluststörfälle

Von E. Hicken und K. Wolfert¹⁾

Im Rahmen atomrechtlicher Genehmigungsverfahren ist für wassergekühlte Kernreaktoren der Nachweis erforderlich, daß auch Störfälle zu keiner unzulässigen Dosisbelastung führen. Die Reaktoren werden deshalb sowohl mit redundanten als auch diversitären Sicherheitseinrichtungen ausgestattet, um Störfälle bis hin zum Abriß der größten Kühlmittelleitung zu beherrschen.

Zur Auslegung der Komponenten des Reaktorsystems und zur Beurteilung der Wirksamkeit der Kernnotkühlsysteme ist deshalb eine umfassende Kenntnis der fluid- und thermodynamischen Vorgänge erforderlich. Dies wird durch Simulation derartiger Störfälle mit Hilfe von zum Teil umfangreichen Rechenprogrammsystemen erreicht.

Ungenauigkeiten in der analytischen Simulation werden durch konservative Annahmen bei der Störfallsimulation bzw. durch entsprechende Sicherheitszuschläge bei der Auslegung der Anlage berücksichtigt. Das ist in Übereinstimmung mit der Regel in der Ingenieurtechnik, Komponenten eines Systems mit einer Sicherheitsreserve auszulegen, die umso größer ist, je größer die Unsicherheit der Berechnung und je größer die Unsicherheit der Lastannahmen ist.

In unserem Beitrag wird auf die daraus resultierenden Anforderungen eingegangen

- Definition der Grenzbelastungen,
- mögliche Lastannahmen und
- Analyse des Systemverhaltens.

Grenzbelastung

Die zentrale Anforderung des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens – niedergelegt im Atomgesetz, in den Sicherheitskriterien des Bundesministers des Innern, in den Leitlinien der Reaktorsicherheitskommission und im kerntechnischen Regelwerk – ist der Schutz der Umwelt vor Schäden, die durch eine Freisetzung radioaktiver Stoffe entstehen können.

Da sich die freisetzbaren radioaktiven Produkte vorwiegend im Brennstoff befinden, wurde in der Reaktortechnik das allgemein bekannte Barrierenkonzept eingeführt. So sind zum Schutz der Umwelt gegen radioaktive Spaltprodukte mehrere hintereinander wirksam werdende Barrieren vorhanden, nämlich

- das Kristallgitter,
- die Brennstabhülle,

- die druckführende Umschließung des Primärkühlkreislaufs und
- der Sicherheitseinschluß.

Die Zurückhaltung der meisten der radioaktiven Produkte ist am einfachsten, wenn die innerste Barriere, das heißt die Zurückhaltung durch das Kristallgitter, intakt bleibt. Daraus ergab sich die Forderung, ein Schmelzen des Kerns zu verhindern. Da die Kühlfähigkeit eines Kerns nicht mehr gewährleistet ist, wenn die tragende Struktur, nämlich die Zirkaloyhülle, nicht mehr besteht, lagen die Anforderungen an die Wirksamkeit der Notkühlsysteme vor etwa einem Jahrzehnt darin, ein Schmelzen der Hüllen zu verhindern. Bei dieser Anforderungsgrenze konnte, wie experimentelle Forschungsergebnisse bald zeigten, nicht verhindert werden, daß Brennstoffhüllen aufplatzten und damit sowohl radioaktive Spaltprodukte freigaben als auch die Kühlkanäle zwischen den Stäben verengten. 1972 wurden daher die in Tafel 1 genannten Werte für Grenzbelastungen festgelegt.

Diese Grenzen orientierten sich am damaligen Wissensstand über die Kühlbarkeit des Kerns, was zwischenzeitlich durch Experimente weiter untermauert wurde. Zwar ist auch bei dieser Grenztemperatur ein Aufblähen und Aufplatzen der Brennstabhüllen nicht zu vermeiden, jedoch zeigen Analysen für den gesamten Kern, daß bei Zugrundelegung einer realistischen Leistungsverteilung nur örtliche Nester mit größerem Hüllrohrversagen entstehen. Auch in diesem Falle stellen die verfügbaren Notkühlsysteme ein Fluten des Kerns und damit eine ausreichende Kühlung sicher. Das trifft auch bei einem mäßigen Überschreiten dieser Grenztemperatur zu.

Wie später noch gezeigt wird, führen Rechnungen mit realistischer Lastannahme zu Maximaltemperaturen, die etwa 300 bis 400 K unterhalb der zulässigen Grenzbelastung von 1200 °C liegen.

Bewertend möchten wir daher feststellen, daß die derzeitigen zulässigen Grenzbelastungen, unter anderem eine obere Grenztemperatur von 1200 °C, unter Berücksichti-

Tafel 1: Grenzbelastungen

Zentrale Anforderung: Schutz der Umwelt	
– Gewährleistung der Kühlfähigkeit des Kerns	≤ 1200 °C
– Hüllrohrtemperatur	≤ 17 %
– Oxidationstiefe der Hülle	≤ 1 %
– Reaktion des Zirkoniums	≤ spezifizierte Grenze
– Freisetzung von Spaltprodukten	≤ spezifizierte Grenze

1) Professor Dr.-Ing. Enno Hicken und Dr.-Ing. Klaus Wolfert, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

gung der konservativen Lastannahmen angemessen und ausreichend sind.

Die zukünftigen Arbeiten konzentrieren sich auf folgende fünf Teilaspekte.

1. Die Wirksamkeit der Notkühlsysteme wird in umfangreichen Versuchen nachgeprüft mit der Tendenz, konservative Annahmen in der Analyse abzubauen. Das wird zur Errechnung von niedrigeren Temperaturen und geringerem Schadensumfang führen.
2. Experimentelle Forschungen werden weitere Ergebnisse über das Verhalten hochbelasteter Einzelstäbe und Mehrstabanordnungen liefern.
3. Die derzeitigen Ansätze für die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten aus Stäben mit geborstenen Hüllen erscheinen konservativ. Die tatsächlichen Freisetzungen werden daher stärker erforscht.
4. Die zwischenzeitlich allgemein bekannten Ergebnisse der Risikostudien zeigen unter anderem, daß das Risiko bei kleinen Lecks höher ist als für größere Leckagen, bedingt durch eine größere Eintrittswahrscheinlichkeit. Die Prioritäten in der Forschung werden daher auf die Analyse kleiner Lecks verlagert, und es werden Überlegungen angestellt, inwieweit das zulässige Schadensmaß im Kern bei kleinen Leckagen herabgesetzt werden sollte.
5. Eine weitere Initiative betrifft die Berücksichtigung der tatsächlichen Leistungsverteilung und die Verteilung der Variablen um den Mittelwert. Dem liegen Überlegungen zugrunde, daß die Kühlbarkeit des Gesamtkerns dann nicht gefährdet ist, wenn nur in einigen kleinen Bereichen des Kerns Kühlkanalverengungen mit einer Beeinträchtigung der Kühlwirksamkeit auftreten.

Diese Aktivitäten sollen dazu führen, die zulässigen Grenzbelastungen besser zu quantifizieren. Die Regelwerke und Leitlinien werden unter Berücksichtigung der jeweils neuen Forschungsergebnisse fortlaufend überarbeitet und fortgeschrieben.

Lastannahmen

Die Lastannahmen gliedern sich in vier Teile:

- Ausgangszustand der Anlage,
- Versagen einer oder mehrerer Komponenten,
- verfügbare Sicherheitssysteme und
- konservative Annahmen bei der Analyse.

Zusammengefaßt werden die Annahmen in sogenannte Auslegungstörfälle. Das sind Störfälle, die zu den schwersten Belastungen und dementsprechend höchsten Anforderungen führen. Der Nachweis, daß diese Störfälle beherrscht werden, schließt zugleich den Nachweis ein, daß auch andere, weniger schwerwiegende Störfälle ebenfalls beherrscht werden.

Als Ausgangsbedingungen werden konservative Annahmen getroffen, so zum Beispiel eine Ausgangsleistung von 106 % anstelle von 100 % und ein örtlicher Leistungsfaktor von 2,5, wobei der wahrscheinliche maximale Wert meist zwischen 2,0 und 2,2 liegt. Allein diese beiden Annahmen erhöhen den Temperaturanstieg des Hüllrohrs bei einem Kühlmittelverluststörfall gegenüber dem stationären Wert um etwa 15 bis 25 %.

Der Sicherheitsbehälter und die Reaktoreinbauten werden am stärksten belastet, wenn die größte Leitung sehr schnell versagt. Da dann außerdem bei einem Druckwasserreaktor das Kühlwasser in etwa 20 s bis auf einen kleinen Rest ausgeht, kann für diesen Bruch ebenfalls die höchste Kerntemperatur erwartet werden. Bereits seit langem ist es jedoch in der Bundesrepublik Deutschland notwendig, das gesamte Bruchspektrum zu untersuchen und somit die vorher getroffene Aussage abzusichern.

Im Genehmigungsverfahren wird bei den Sicherheitssystemen angenommen, daß zusätzlich zu dem System, das durch einen Leitungsbruch ausfällt, ein System in Reparatur ist und ein System bei Aufruf ausfällt. Damit werden mehr Systeme als nicht verfügbar angesehen als es zum Beispiel in den USA üblich ist.

Im Genehmigungsverfahren werden zum Teil Annahmen getroffen, die physikalisch nicht zutreffen, jedoch zu ungünstigeren Ergebnissen führen. Es ist das Ziel, derartige Konservativitäten abzubauen und durch physikalisch richtige Annahmen zu ersetzen.

Rechnungen haben nun gezeigt, daß zum Beispiel die maximale Hüllrohrtemperatur bei Annahme realistischer Lastannahmen (Leistungsverteilungen, Anzahl der verfügbaren Sicherheitssysteme, Wärmeübergang usw.) um 300 bis 400 K sinkt.

Somit möchten wir bewerten, daß die Addition der Lastannahmen zu konservativen Aussagen führt.

Zukünftige Forschungsarbeiten berücksichtigen im wesentlichen die Ergebnisse der Risikostudien und konzentrieren sich auf die Analyse des Kühlmittelverluststörfalles bei Annahme weiterer Systemausfälle.

Analyse des Systemverhaltens

Es ist offensichtlich, daß der Ablauf von Unfällen mit gravierender Umweltbelastung nicht im Experiment ermittelt werden kann, da die Umwelt nicht vorsätzlich geschädigt werden darf. Zudem sind die Kosten für derartige Experimente immens, ihre Aussagekraft dagegen ist begrenzt, wenn nicht ausreichend viele Experimente durchgeführt werden.

Hingegen ist es möglich, Experimente im verkleinerten Maßstab oder für einige Komponenten sogar im Originalmaßstab durchzuführen. Diese Ergebnisse in Verbindung mit Modellüberlegungen und Rechnungen bilden die Basis für eine Aussage über den voraussichtlichen Störfallablauf. Für die Experimente und Modelle ist nachzuweisen, daß die Ergebnisse auf Großanlagen übertragbar sind.

Um einen ersten Überblick über den Ablauf eines physikalischen Vorganges zu erhalten, wird meist mit einfachen Rechnungen begonnen. Dabei legt man im allgemeinen einfache Modelle zugrunde. Dieses Rechenergebnis kann natürlich nicht mehr aussagen als an Information zugrundegelegt wurde, das heißt die Aussage weist eine der Eingangsinformation entsprechende Bandbreite in der Genauigkeit der Aussage auf.

Mit wachsendem Detaillierungsanspruch werden die Modelle komplizierter, und es entsteht die Notwendigkeit, Experimente zur Absicherung der Aussage durchzuführen. Diese Experimente dienen zum einen dazu, physikalische Vorgänge qualitativ zu erforschen und zum anderen bestimmte Werte quantitativ zu ermitteln.

Diese Experimente werden an verschiedenen Stellen mit verschiedenen Versuchsanlagen durchgeführt. Somit ist die Wahrscheinlichkeit von systematischen Fehlern und Fehlinterpretationen und die Wahrscheinlichkeit, daß physikalische Phänomene nicht entdeckt werden, sehr gering.

Es ist notwendig, sowohl Experimente mit einer verkleinerten Nachbildung des Reaktorsystems – sogenannte Integralexperimente – als auch Experimente mit speziellen Komponenten oder zur Erforschung bestimmter physikalischer Vorgänge durchzuführen.

Da nicht jedes Reaktorsystem experimentell nachgebildet werden kann und zudem Parameterstudien durchgeführt werden müssen, sind Rechenprogramme für Komponenten und Gesamtsystem notwendig. Diese Rechenprogramme werden an den erwähnten Experimenten überprüft und verbessert,

falls die Abweichung zwischen experimentellem und errechnetem Ergebnis zu groß ist.

Das Grundprinzip des Vorgehens ist schematisch in Tafel 2 dargestellt. Die Tafel ist aufgeteilt in Integral- und Komponentenversuche mit dem Maßstab als Parameter. Zum einen untersucht man die Komponenten möglichst bis zum Originalmaßstab experimentell und berücksichtigt die Maßstababhängigkeit im Rechenprogramm. Zum anderen wird das System mit allen Komponenten im verkleinerten Maßstab analysiert. Beispiele für Versuchsanlagen zur Simulation des Systemverhaltens sind zum Beispiel die LOFT- und die Semiscale-Anlage. LOFT ist dabei im Volumen um den Faktor 50 gegenüber einem kommerziellen Reaktor und Semiscale wiederum um etwa den gleichen Faktor gegenüber LOFT verkleinert. Können mit einem Rechenprogramm die simulierten Störfälle in LOFT und Semiscale gut wiedergegeben werden und sind eventuelle Maßstabeinflüsse berücksichtigt, kann mit großer Sicherheit gesagt werden, daß das Rechenprogramm in der Lage ist, den Störfallablauf in einem kommerziellen Reaktor richtig wiederzugeben.

Im folgenden sollen die Anlaysetechniken beschrieben und an Einzelbeispielen exemplarisch aufgezeigt werden. Weiterhin wird der Stand der Analysetechnik für verschiedene Phasen des Kühlmittelverluststörfalles bewertet.

Zur Einführung wird schematisch der unterschiedliche Störfallablauf für einen Druckwasserreaktor bei großen und kleinen Leckagen aufgezeigt (Bild 1). Dargestellt sind jeweils der Druck, die maximale Hüllrohrtemperatur und der Wasserstand im Primärsystem. Beim großen Leck sinkt der Druck innerhalb von 10 bis 20 s auf den Druck im Sicherheitseinschluß ab, wobei das Wasser im Primärsystem innerhalb von 10 s bis auf einen Rest ausgetragen wird. Die Druckspeicher und in geringerem Maße die Niederdrucksysteme füllen das Primärsystem innerhalb von 100 bis 300 s wieder auf und erreichen damit ein Absenken der Hüllrohrtemperatur. Beim kleinen Leck hingegen reicht die Energieabfuhr durch das Leck nicht mehr aus, um den Druck im Primärsystem abzusinken. Das wird in der Regel mit Hilfe einer gesteuerten Druckabsenkung im Sekundärkreis erreicht. Den Wasserstandsverlauf beeinflussen die Leckgröße und der vom Hochdruckeinspeisesystem eingespeiste Massenstrom. Wird zu wenig eingespeist oder werden die Hochdrucksysteme abgeschaltet, tritt eine Teilfreilegung des Kerns und damit ein mehr oder minder hoher Temperaturanstieg ein.

Der Analysetechnik stellen sich folgende Aufgaben:

1. Der physikalische Prozeß ist zu beschreiben.
2. Die mathematische Approximation ist durchzuführen.
3. Das Rechenprogramm ist zu verifizieren.

Die physikalischen Prozesse werden durch Differentialgleichungssysteme auf der Basis der Erhaltungssätze für Masse, Energie und Impuls beschrieben. Die Schwierigkeit der Beschreibung liegt nun im wesentlichen in der Erfassung der Wechselwirkungen zwischen den beiden Phasen und zwischen den Phasen und den strömungsbegrenzenden Rändern (Bild 2).

Die einfachste Beschreibung eines Zweiphasengemisches gibt das homogene Modell, das heißt das zweiphasige Fluid aus Dampf und Wasser wird als ein Pseudofluid definiert mit gleichen Werten für die Geschwindigkeit und Temperatur beider Phasen. Seit einigen Jahren wird jedoch zunehmend das Zwei-Fluid-Modell mit separaten Gleichungen für jede Phase verwendet. Das impliziert die Notwendigkeit, die Wechselwirkungen zu kennen und zu beschreiben (Bild 3).

Zwischen beiden Modellen gibt es Ansätze mit vier und fünf Feldgleichungen, die sich für einige Bereiche durchgesetzt haben. Tendenziell ist jedoch ein Schwerpunkt bei den sogenannten Sechs-Gleichungs-Modellen festzustellen, die ein Op-

Tafel 2: Versuchsmatrix

Maßstab	Integral-Versuche	Komponenten-Versuche		
		Nr. 1	Nr. 2	Nr. ...
1 : 1	Analyse Reaktoranlage			
1 : n ₁	z. B. LOFT			
1 : n ₂	z. B. PKL			
1 : n ₃	z. B. SEMISCALE			

- Vertikal • Einfluß des Maßstabes
 Horizontal • Verhalten der Einzelkomponente
 • Zusammenwirken der Einzelkomponenten

timum an Möglichkeiten zur Beschreibung der physikalischen Vorgänge darstellen, jedoch auch voraussetzen, daß die Wechselwirkungen genügend genau beschreibbar sind. Das trifft derzeit jedoch für einige Phasen des Kühlmittelverluststörfalles noch nicht zu.

Der nächste wichtige Schritt ist die mathematische Approximation. Hier ist zwischen Orts- und Zeitdiskretisation zu unterscheiden. Beide haben einen beträchtlichen Einfluß auf die Rechenzeit, denn je feiner man das System in Teilsysteme zerlegt und je kleinere Zeitschritte man wählt, um so mehr erhöht sich die Rechenzeit.

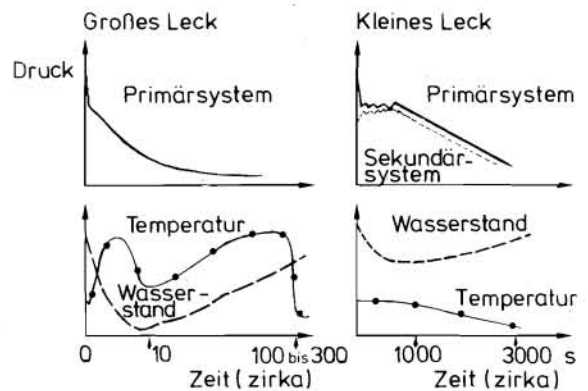


Bild 1: Systemverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen (DWR)

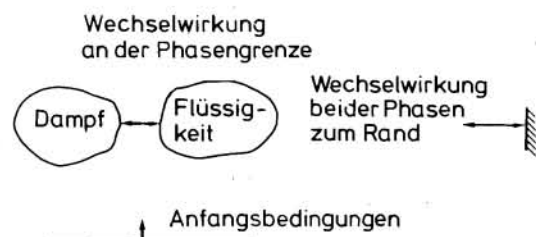


Bild 2: Beschreibung der physikalischen Prozesse

Modell	Erhaltungssätze für	Wechselwirkungen Phasengrenze
Homogen	M _G E _G I _G	—
Zwei-Fluid	M _w M _D E _w E _D I _w I _D	Massenaustausch Energieaustausch Impulsaustausch

Bild 3: Modellansätze

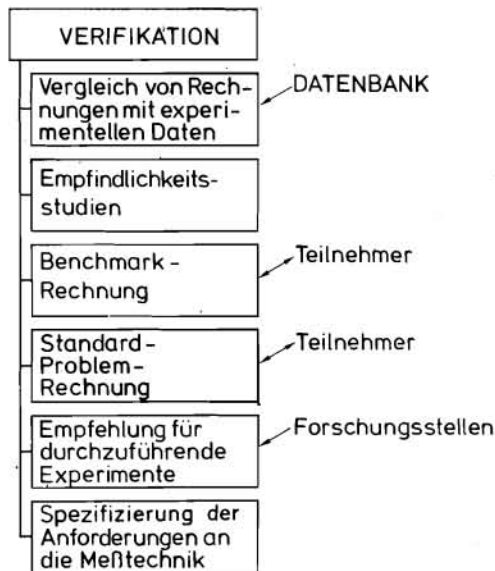


Bild 4: Verifikation der Rechenprogramme

Bei der Ortsdiskretisation führt man Nodalierungsstudien durch, um die optimale Aufteilung zu erhalten.

Bei der Zeitintegration ist nachzuweisen, daß die Lösung des Gleichungssystems konvergiert und stabil und außerdem genügend genau ist. Verfahren mit optimaler Zeitschrittwahl und Überprüfung der Genauigkeit und Stabilität werden jedoch noch nicht in allen Rechenprogrammen verwendet.

Bewertend möchten wir feststellen, daß die mathematische Approximation noch ein Potential zur Verbesserung der Lösung und zur Verringerung der Rechenzeiten enthält.

Ein sehr wichtiger Aspekt der Analysetechnik ist die Verifikation des Rechenprogramms (Bild 4), das heißt der Nachweis, daß das Rechenprogramm den physikalischen Ablauf richtig wiedergibt. Dazu sind notwendig

- Vergleiche von Rechnungen mit experimentellen Daten,
- Empfindlichkeitsstudien zur Ermittlung der einflußreichsten Variablen,

Tafel 3: Auszug aus einer Verifikationsmatrix (kleines Leck)

Phänomene	Integral-Test					Einzeleffekt- und Komponenten-Test		
	LOFT	SEMSCALE	PKL	LOBI	THTF	FLECHT SEASET
Einphasiger Naturumlauf	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>				
Zweiphasiger Massen- und Energietransport	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>				
Gemischspiegelbewegung	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>				
Wärmeübergang bei teilbedecktem Kern	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
Dampferzeugerverhalten	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>				
.....								

geeignet
 gut geeignet

- Benchmark-Rechnungen, das heißt Vergleichsrechnungen für speziell definierte Testbeispiele mit unterschiedlichen Rechenprogrammen,
- Standardproblemrechnungen, das sind Voraus- bzw. Nachrechnungen von Experimenten im Rahmen national oder international vereinbarter Vergleichsstudien.

Aus den Empfindlichkeitsstudien folgen im allgemeinen Empfehlungen für durchzuführende Experimente und Anforderungen an die Meßtechnik.

In Tafel 3 ist ein Auszug aus einer vereinfachten Verifikationsmatrix für Rechenprogramme mit dem Schwerpunkt „kleine Lecks“ wiedergegeben. Gezeigt ist der Zusammenhang zwischen Phänomenen und Experimenten. Hier sind der Einfachheit halber nur die Versuchsanlagen und nicht die einzelnen Versuche aufgelistet. In dieser Tafel ist mit unterschiedlicher Kennzeichnung angedeutet, daß ein bestimmter Effekt in einem Versuchsstand besser als in einem anderen Versuchsstand nachgeprüft werden kann, was meist eine Folge der besseren Instrumentierung ist.

Wir erwarten, daß zur endgültigen Verifikation eines Rechenprogramms 10 bis 50 verschiedene Versuche herangezogen werden müssen.

Die Rechenprogrammentwicklung der letzten Jahre lag und liegt noch schwerpunktmäßig auf einer detaillierten Beschreibung des Systemverhaltens. Man denke dabei an den Übergang zu Zwei-Fluid-Modellen und die dreidimensionale Beschreibung des physikalischen Prozesses, wie es in einem amerikanischen Rechenprogramm durchgeführt wird. Beides führt naturgemäß zu hohen Rechenzeiten. Um ein Beispiel zu geben, müssen mit dem dreidimensionalen Rechenprogramm 35 h Rechenzeit auf einer CDC 7600 für eine Rechnung eines in Deutschland gebräuchlichen Reaktors aufgewendet werden; das sind rund 200000,- DM an Rechenkosten. Mit diesen Rechenprogrammen sind Parametervariationen kaum noch möglich. Daher wird es auch zukünftig notwendig sein, in Ergänzung zu den Programmen mit sehr detaillierter Auflösung der Vorgänge Rechenprogramme mit einer vereinfachten Beschreibung zu entwickeln, um kurze Rechenzeiten zu erhalten. Das vereinfachte Rechenprogramm wird dabei zum Teil am genaueren Rechenprogramm zu kalibrieren sein.

Im folgenden soll die analytische Beschreibung des Störfallaufbaus anhand von vier Beispielen aus den Gebieten

- Druckwellenausbreitung,
- Blowdown beim großen Leck,
- Blowdown beim kleinen Leck sowie
- Wiederauffüllen und Fluten beim großen Leck

exemplarisch aufgezeigt und bewertet werden. Für die Problemkreise Druckwellenausbreitung und Blowdown werden ausgewählte Daten der LOFT-Versuche und für den Wiederauffüll- und Flutvorgang ausgewählte Daten der PKL-Versuche für den Vergleich Experiment-Rechnung herangezogen.

Über die LOFT-Anlage wird in den folgenden Beiträgen ausführlich berichtet.

Mit der PKL-Anlage werden bei der Kraftwerk Union (KWU) in Erlangen insbesondere die Vorgänge beim Wiederauffüllen und Fluten simuliert. Die Versuchsanlage - eine Nachbildung eines Druckwasserreaktors mit realen Höhenabmessungen - ist mit 340 elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren in Originalabmessungen ausgestattet.

Die Druckwellenausbreitung hat Bedeutung für die Belastung der Einbauten, da je nach der Ausbreitung der Druckwelle und der Auslenkung der Wände beträchtliche Druckdifferenzen auftreten können. Im Genehmigungsverfahren muß nachgewiesen werden, daß die Kühlung des Reaktorkerns nicht durch die von Druckwellen induzierten Strukturbelastungen unzulässig beeinträchtigt wird.

Die Phänomene sind im wesentlichen die ein- und zweiphasige Ausströmung und das Auftreten von thermodynamischen Nichtgleichgewichtszuständen.

Die analytische Beschreibung von Druckwellenausbreitungsvorgängen soll anhand eines Vergleichs zwischen den im LOFT-Versuch L1-2 gemessenen Druckverlauf im kalten Strang des gebrochenen Kreislaufs und einem Rechenergebnis aufgezeigt werden (Bild 5). Der experimentell ermittelte Druckverlauf zeigt sowohl die erste Druckabsenkung aufgrund der Kolbenbewegung des verwendeten Schnellöffnungsventils während der ersten fünf Millisekunden als auch die Druckänderungen aufgrund der Ausbreitung und Reflexion im späteren Zeitbereich.

Die Rechnungen wurden mit dem Programm DAPSY durchgeführt, in dem die verzögerte Einstellung des thermodynamischen Gleichgewichts zwischen Dampf- und Wasserphase bei schnellen Verdampfungs- und Kondensationsprozessen berücksichtigt wird.

Der Vergleich zwischen experimentellen und analytischen Werten ist im gezeigten Beispiel sehr gut. Diese und andere Beispiele lassen nach unserer Ansicht die folgende Bewertung zu:

Rechenprogramme mit Berücksichtigung des thermodynamischen Nichtgleichgewichts und der Annahme gleicher Phasengeschwindigkeit sind vorherrschend und ausreichend.

Der Schwerpunkt der derzeitigen Forschung liegt bei der Fluid-Struktur-Wechselwirkung. Dazu werden unter anderem am HDR umfangreiche Großversuche durchgeführt.

Als nächstes soll die Simulation des Blowdown bei einem großen Leck anhand eines ausgewählten Vergleichs zwischen Experiment und Rechnung für den LOFT-Versuch L1-4 aufgezeigt werden. Wesentliche Phänomene des Blowdown sind zum Beispiel

- kritische Ausströmung,
- Strömungsumkehr im Kern,
- Wärmeübergang,
- Bypass und
- thermodynamischer Nichtgleichgewichtszustand an der Einspeisestelle.

Sicherheitstechnisch sind vor allem die Fragen

- welche Kerntemperaturen bei Blowdownende erreicht werden und
 - wieviel Restwasser im Druckbehälter verblieben ist
- von großer Bedeutung.

Bild 6 zeigt einen Vergleich zwischen Experiment und Rechnungen für die Kühlmitteltemperatur in Nähe der Einspeisestelle. Der gemessene Temperaturverlauf an der Einspeisestelle oszilliert zwischen der Temperatur des Dampfes und der niedrigeren Temperatur, die durch das eingespeiste Wasser zustande kommt. Das auf einem homogenen Modellansatz basierende Rechenprogramm BRUCH liefert einen mittleren Temperaturverlauf. Dagegen ermöglicht das Rechenprogramm DRUFAN durch Berücksichtigung thermodynamischer Nichtgleichgewichtszustände die separate Berechnung der Dampf- und Wassertemperatur und damit eine höhere Auflösung und realistischere Nachbildung des Einspeisevorganges. Näheres dazu findet sich in [1].

Insgesamt möchten wir die Analysetechnik in dieser Phase wie folgt bewerten:

Rechenprogramme auf der Grundlage homogener Fluidmodelle sind zur Simulation des Druckabsenkungsvorganges ausreichend, hingegen ist die Berücksichtigung des thermodynamischen Nichtgleichgewichts zur Simulation des Einspeisevorganges erforderlich.

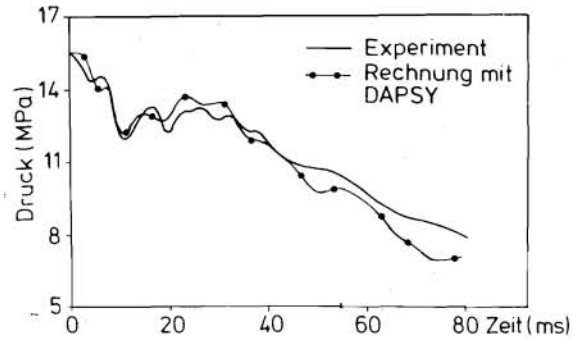


Bild 5: Druckverlauf im kalten Strang des gebrochenen Kreislaufes (LOFT L1-2)

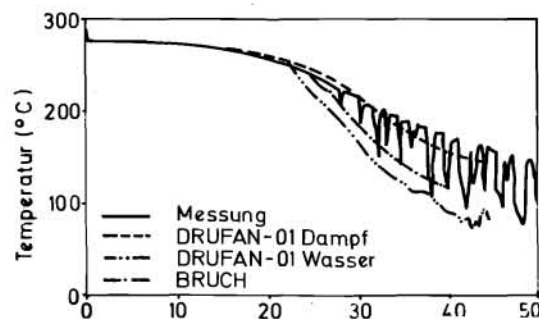


Bild 6: Kühlmitteltemperatur in Nähe der Einspeisestelle (LOFT 1-4)

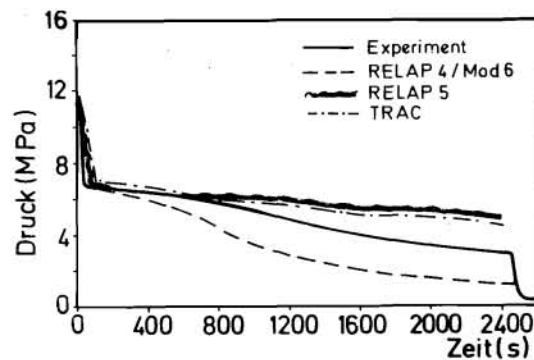


Bild 7: Systemdruck bei kleinem Leck am Druckhalter (LOFT L3-0)

Einige der Phänomene, die bei einem Kühlmittelverluststörfall mit kleinem Leck von Bedeutung sind:

- einphasiger Naturumlauf,
- zweiphasiger Massen- und Energietransport,
- Gemischspiegelbewegung,
- Wärmeübergang DE Primärseite-Sekundärseite und
- Kühlung im teilbedeckten Kern.

Als Beispiel für den Vergleich Experiment – Rechnung wird der vorletzte LOFT-Versuch, ein Experiment mit der Simulation eines Lecks am Druckhalter, herangezogen. In Bild 7 ist der Verlauf des Systemdruckes dargestellt. Man sieht, daß die mit drei unterschiedlichen Rechenprogrammen erzielten Ergebnisse doch beträchtlich von den gemessenen Daten abweichen. Während RELAP5 und TRAC fortgeschrittene Rechenprogramme mit Berücksichtigung unterschiedlicher Temperaturen und Geschwindigkeiten für die Dampf- und Flüssigkeitsphase darstellen, ist RELAP4/MOD6 ein häufig verwendetes Rechenprogramm auf der Basis eines homogenen Modellansatzes. Auf Ergebnisse für kleine Lecks wird in [2] näher eingegangen.

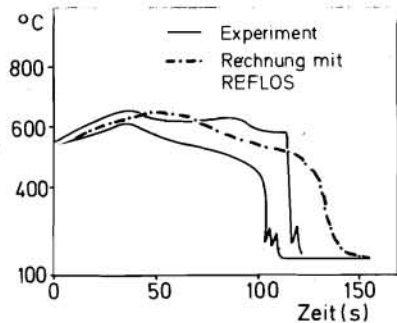


Bild 8: Hüllrohrtemperaturen hochbelasteter Stäbe (PKL K13)

Die Bewertung läßt sich wie folgt wiedergeben:

- Rechenprogramme mit Berücksichtigung unterschiedlicher Phasengeschwindigkeiten und Nachbildung des Sekundärkreissystems sind erforderlich.
- Die Rechenzeiten sind noch zu hoch.
- Die Entwicklung der Rechenprogramme für kleine Lecks ist noch nicht so weit fortgeschritten wie für große Lecks. Die Priorität der Programmentwicklung liegt derzeit auf diesem Gebiet.

Für die Wiederauffüll- und Flutphase sind einige der wichtigsten Phänomene

- der Wärmeübergang im Kern,
- die Wechselwirkung Dampf-Wasser unter Berücksichtigung verschiedener Einspeisestellen und
- die Dampf-Wasser-Strömung in Kreisläufen.

Die in Bild 8 aufgezeigten Versuchsdaten zeigen zwei Temperaturen in Höhe Kernmitte bei einem Versuch mit kombinierter Notkühleinpeisung. Die experimentellen Ergebnisse weisen naturgemäß eine größere Streuung auf, da eine ungleichmäßige Verteilung des zugespeisten Wassers und der Einfluß von Abstandhaltern den Wärmeübergang im Kern und damit die Hüllrohrtemperatur beeinflussen. Die Rech-

nung wurde mit dem Programm REFLOS durchgeführt. Auch hier kann die Übereinstimmung als zufriedenstellend bezeichnet werden.

Wir möchten wie folgt bewerten:

Die Berücksichtigung unterschiedlicher Phasentemperaturen und Phasengeschwindigkeiten ist eine Notwendigkeit zur detaillierten Beschreibung der physikalischen Vorgänge. Die meisten der derzeit existierenden Rechenprogramme genügen den Anforderungen noch nicht.

Umfangreiche experimentelle und analytische Entwicklungsarbeiten sind derzeit in Arbeit. Im Genehmigungsverfahren wird die bestehende Unsicherheit durch konservative Annahmen berücksichtigt.

Zusammenfassend möchten wir bemerken:

Auf dem Gebiet der Notkühlung werden seit langem Experimente durchgeführt und Rechenprogramme entwickelt, so daß eine umfangreiche Erfahrung vorliegt. Wir glauben daher, daß es derzeit keine relevanten unentdeckten Phänomene gibt in Bereichen, die im Genehmigungsverfahren betrachtet werden müssen.

Konservative Annahmen im Genehmigungsverfahren decken noch bestehende Unsicherheiten ab.

Die Schwerpunkte zukünftiger Arbeiten sind

- kleine Lecks,
- dreidimensionale Vorgänge und
- Nichtgleichgewichtsprogramme,

also insgesamt noch ein sehr anspruchsvolles Programm.

Schrifttum

- [1] Firnhaber, M., G. Lerchl und R. Ullrich: Ergebnisse und Auswertung der nichtnuklearen Versuchsserie. Techn. Mitt. 73 (1980) Nr. 3, S. 203 und GRS-16 (April 1980), S. 29.
- [2] Frisch, W. und K. Hofmann: Analyse kleiner Lecks. Techn. Mitt. 73 (1980) Nr. 3, S. 222 und GRS-16 (April 1980), S. 48.

Diskussion

G. Sonneck, (SGAE, Wien):

Sie wiesen darauf hin, daß zukünftige Schwerpunkte auf Grund der Risikostudie kleine Lecks behandeln werden. Wir wissen schon länger, daß zumindest im Siedewasserreaktor die kleinen Lecks die wesentlichen sind und haben das ja auch bei der Begutachtung berücksichtigt. Die Risikostudie zeigt jedoch die Dominanz der Transienten und wir vermissen diese Punkte im Programm.

E. Hicken, (GRS):

Transienten werden erst dann relevant für das Risiko, wenn damit ein wesentlicher Verlust von Kühlmitteln verbunden ist, so daß der Reaktorkern freigelegt werden kann. Diese Transienten sind bei uns unter der Bezeichnung „kleine Lecks“ eingeordnet.

F. Mayinger, (TU Hannover):

Es ist sicher wichtig und nützlich die Beschreibung der physikalischen Phänomene in den Notkühlrechnungen genauer

und detaillierter, das heißt den physikalischen Realitäten am besten angepaßt, zu beschreiben. Auf der anderen Seite führt aber eine zunehmende Detaillierung zu sehr hohem Rechenaufwand. In der konventionellen Technik – zum Beispiel Fluidynamik und Turbulenzeffekte in verfahrenstechnischen Anlagen – hat sich hier ein Kompromiß eingespielt. Sind Überlegungen im Gange, wie sich Rechenaufwand und Detaillierungsgrad bei Notkühlrechnungen einpendeln werden?

E. Hicken, (GRS):

Es wurde von uns dargelegt, daß sowohl detaillierte und damit rechenintensiv als auch vereinfachte und schnelle Codes notwendig sind. Das Schwergewicht der bisherigen Entwicklung lag bei den detaillierten Codes. Zukünftig sind auch schnelle Codes geplant. Diese Codes würden dann an den detaillierten Codes kalibriert werden.

The LOFT facility

By G. D. McPherson¹⁾

Kurzfassung

Die Loss-of-Fluid Test (LOFT) Versuchsanlage, die Programmziele sowie die geplanten Experimente werden beschrieben. Die LOFT-Versuchsanlage ist ein wichtiges Verbindungsglied zwischen der kleineren Semiscale-Versuchsanlage und einem Großreaktor. Die Tatsache, daß LOFT ein bedeutendes Instrument zur Bewertung von Computer Codes darstellt und kein Demonstrationsversuch ist, wird hervorgehoben. Verschiedene Reaktorsicherheitsexperimente, die bis 1983 geplant sind, werden dargestellt.

Abstract

The Loss-of-Fluid Test (LOFT) test facility, program objectives, and the experiments planned are described. The LOFT facility is related to the smaller Semiscale facility and the larger commercial pressurized water reactors. The fact that LOFT is a computer model assessment tool rather than a demonstration test is emphasized. Various types of reactor safety experiments planned through 1983 are presented.

The LOFT facility and test program

The LOFT facility is the only complete nuclear reactor system in the NRC's reactor safety research program designed to provide data from an integral nuclear system on the behaviour of commercial pressurized water reactors (PWR's) during loss-of-coolant accidents (LOCA's) and anomalous transients. The place of LOFT in the NRC's research program and the complete program are described in reference [1].

LOCA tests in LOFT simulating full sized pipe breaks were first performed in 1976. Results from the initial portion of the LOFT test program are discussed in detail in references [2] and [3]. These tests, performed without the nuclear core installed, provided thermal-hydraulic data from throughout the LOFT reactor system during the course of a simulated large pipe-break accident initiated at full coolant temperature and pressure in the absence of any core power.

The nonnuclear test data provided an understanding of the delivery of emergency core cooling in PWR's including such mechanisms as core bypass and hot-wall delay, and related information on lower plenum voiding and pressure vessel coolant inventory. Furthermore, counterpart tests run in the much smaller Semiscale facility together with the LOFT nonnuclear test results confirmed the scaling criteria used to relate the LOFT results to a commercial PWR.

Incidentally, but equally important, the nonnuclear tests provided operating experience essential to the smooth performance of LOCA's initiated during nuclear power generation and they provided an important data base needed to plan the subsequent nuclear test.

LOFT description and program objectives

The LOFT Integral Test System, shown in the artist's conception in figure 1, consists of a containment facility, a reactor test assembly, and a support facility. The figure is cut away to show the reactor inside the containment building and to show some of the covered areas where the support systems are located.

The reactor is a 55 MW PWR scaled to simulate the behaviour of a 1000 MW (e) commercial reactor or large PWR. The nuclear core is about 1.7 m long and 0.6 m in diameter, and contains 1300 fuel pins and four control assemblies typical of those of large LPWR's (figure 2). Primary system subvolumes, for example, inlet plenum, core region, outlet

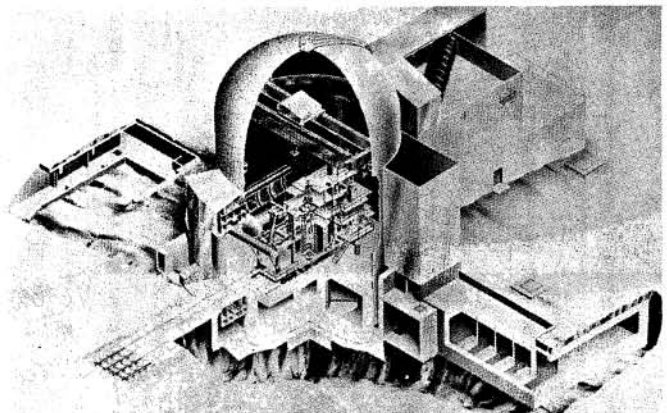


Fig. 1: LOFT integral test facility

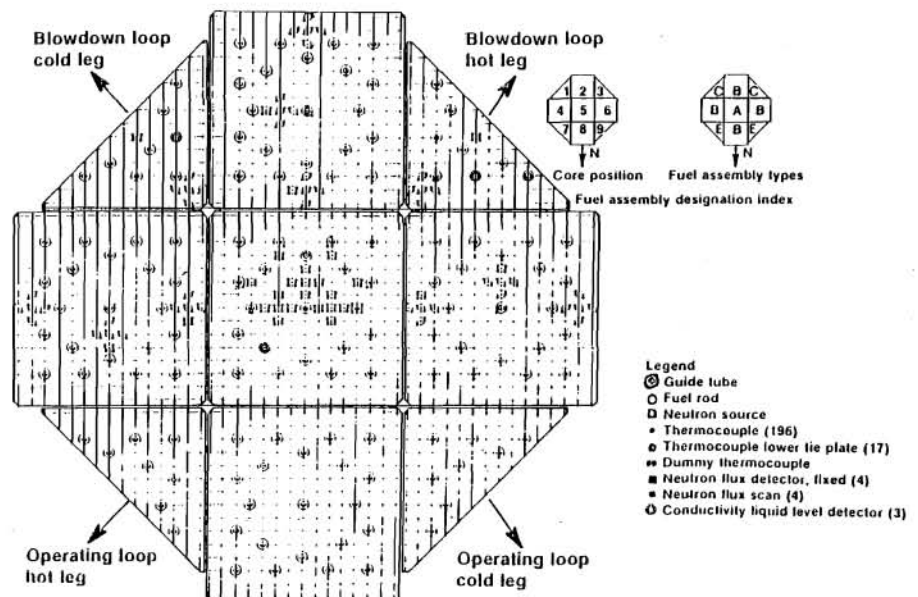


Fig. 2: LOFT reactor fuel first core instrumentation location

1) Dr. G. D. McPherson, United States Nuclear Regulatory Commission, Idaho Falls/USA

plenum, outlet piping, steam generator and inlet piping, are designed with relative volumes similar to those of large LPWR's (table 1 and figure 3). The unbroken large LPWR reactor coolant loops are simulated by the single unbroken

Table 1: Dimensional comparison for LPWR, LOFT, and Semiscale

	Semiscale	LOFT	LPWR
Volumes (ft³)			
Total PCS	8.0	272	12240
Reactor Vessel (% of PCS Volume)	37	34	38
Intact Loop (% of PCS Volume) (including pressurizer)	44	48	51
Broken Loop (% of PCS Volume)	19	18	11
Thermal Power (MW)			
Length of Active Core (ft)	1.6	55	3400
	5.5	5.5	12
Ratios			
Volume/Thermal Power (ft ³ /MW)	5.0	5.0	3.6
Break Area/PCS Volume (ft ⁻¹ × 10 ⁴)	6.5	6.6	6.7
Core Surface Area/PCS Volume (ft ⁻¹)	3.0	3.5	4.5
PWR Volume/Volume	1530	47	1

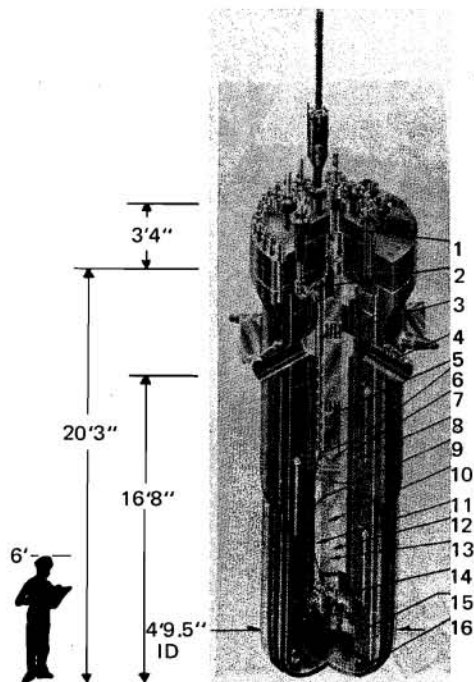


Fig. 3: LOFT reactor vessel with associated experimental instrumentation

- 1 displacements (2)¹⁾
- 2 acceleration (2)
- 3 upper structural temperature (8)
- 4 ρV^2 , T , p (4)
- 5 downcomer liquid level (4)
- 6 pressure free field (6) pabs (7) Δp (6)
- 7 ρV^2 (3)
- 8 downcomer temperature (26)
- 9 coolant temperature (38)
- 10 guide tube temperature (11)
- 11 neutron flux (4)
- 12 liquid level (3)
- 13 fuel pin clad temperature (185)
- 14 ρV^2 (2)
- 15 acceleration (6)
- 16 strain (24)

¹⁾ number of measurements

circulating loop in the LOFT primary system, and the postulated broken LPWR loop is simulated by the LOFT blowdown loop (figure 4). The two 372 kW pumps in the operating loop have variable speed and variable coastdown inertial capabilities.

The blowdown loop includes orificies to simulate various break sizes and contains a steam generator and pump simulator to model the effects of these components in the broken LPWR loop. By placing these simulators in either broken leg, the capability exists to simulate either hot leg (reactor vessel outlet piping) or cold leg (reactor vessel inlet piping) breaks (see figure 4). Quick opening valves (with opening times adjustable from about 10 to 50 ms) simulate the initiation of primary coolant piping ruptures.

Primary coolant blowdown effluent from the simulated break is collected in a blowdown suppression tank that can model the significant portions of the various LPWR containment backpressure transients. Following blowdown, the suppression tank fluid is purified, as necessary, and then used to refill the primary coolant system.

Emergency core cooling systems (ECC's) are provided to model the loss-of-coolant engineered safety features in LPWR's with additional capability for upper and lower plenum ECC injection. The emergency coolant is supplied by either of two high pressure injection system (HPIS) positive displacement pumps, by either of two centrifugal low pressure injection system pumps (LPIS) and by either of two nitrogen gas driven accumulators. Each HPIS pump has a capacity that can be preset between 0.12 and 1.7 l/s at 99.0 m head, and each accumulator contains about 2.45 m³ (2450 l) of coolant and 1.16 m³ of pressurizing nitrogen adjustable to pressures of 0 to 6.9 MPa.

LPIS and accumulator discharge lines are orificed as required to simulate various LPWR emergency coolant injection systems. The accumulators are equipped with an adjustable height "standpipe" that allows varying the effective accumulator volume.

The LOFT Program objectives are:

1. Provide integral system test data to the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) and the nuclear industry for evaluation and development of analytical methods used to predict:
 - a) The transient thermal-hydraulic, mechanical, and nuclear response of the reactor system and primary system components under LOCA and anomalous transient conditions.

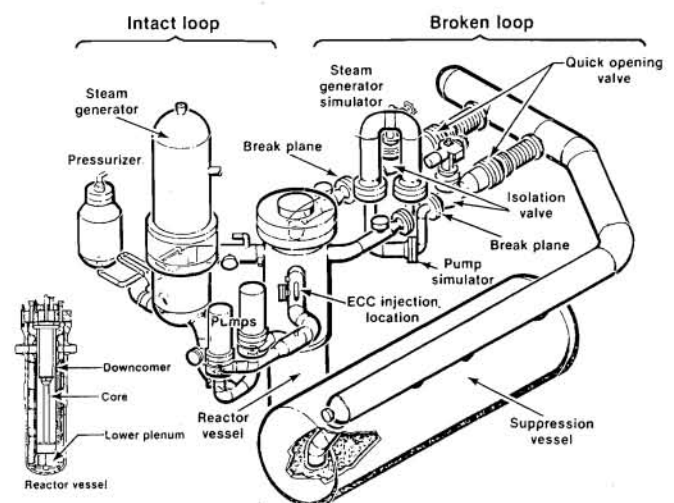


Fig. 4: LOFT system configuration

- b) The capability of current design ECC's to fulfill their intended function.
- c) The margin of safety inherent in the capability of current ECC's.
2. Test alternate ECC's concepts.
 3. Provide an understanding of the physical phenomena and reveal thresholds or unexpected phenomena in the thermal-hydraulic, mechanical, and nuclear response of the system to LOCA's and anomalous transient conditions.

Implicit in these objectives is the fact that LOFT is not a demonstration test. That is, the data from LOFT, along with data from separate effects tests and other integral experiments (primarily Semiscale), will be used to validate the analytical models applied to commercial reactors. One should not expect the performance to be identical to that of any given commercial plant during a LOCA transient. Rather, LOFT has been designed to incorporate features important to the LOCA transients so that LOFT results can be used to qualify the accuracy of analytical methods. The safety of the commercial plants will then be assessed by these validated models. This process is expected to permit improved quantification of the safety margins inherent in NRC's reactor licensing regulations.

Test program

Many types of LOFT tests are planned, as illustrated in table 2. The initial emphasis of the program was to investigate the large LOCA first due to its higher potential consequences. This emphasis has now been revised to investigate the most probable events first. Therefore, the L3 series, or small break tests, will be completed prior to continuation of the L2, or large break test series. The L6 test series has also been accelerated, and will be carried out concurrently with the L3 and remaining L2 tests.

As indicated on table 2, all of the L1 tests, L2-2, L2-3, L3-0 and L3-1 have been completed as of November 29, 1979. The test schedule for fiscal year 1980 (October 1, 1979 through October 1, 1980), is illustrated on table 3. All dates given are earliest possible dates. The balance of the currently planned program is expected to last through 1983.

References

- [1] Cottrell, W. B.: Fourth Water Reactor Safety Research Information Meeting. Nuclear Safety, 18 (2): 133-152 (March-April 1977).
- [2] McPherson, G. D.: Results of the First Three Nonnuclear Tests in the LOFT Facility. Nuclear Safety, 18 (3): 306-316 (May-June 1977).
- [3] Leach, L. P. and L. J. Ybarrondo: LOFT Emergency Core Cooling System Experiments - Results from the L1-4 Experiment. Nuclear Safety, 19 (1): 43-49 (January-February 1978).

Diskussion

G. Malcotsis (Motor Columbus, Baden):

I see from your slides that for the near future you are not planning any tests with small Breaks below the core (That is at the Bottom of the Reactor vessel). Now the question is: are you thinking of modifying your facility to perform such tests later on?

G. D. McPherson (USNRC, Idaho Falls):

The present small break test plans for LOFT are not expected to result in uncovering of the core. This is due to the

Table 2: LOFT tests

Test	Type
<i>Test Series L1 - Nonnuclear Large LOCA's</i>	
L1-1 ¹⁾	Half size double ended hot leg
L1-2 ¹⁾	Full size double ended cold leg, no ECC
L1-3 ¹⁾	Full size double ended cold leg, lower plenum ECC
L1-4 ¹⁾	Full size double ended cold leg, cold leg ECC
L1-5 ¹⁾	Core installed L1-4 counterpart
<i>Test Series L2 - Nuclear Large LOCA's</i>	
L2-2 ¹⁾	²⁾ , 26.4 kW/m MLHGR
L2-3 ¹⁾	²⁾ , 39.4 kW/m MLHGR
L2-4	²⁾ , 52.4 kW/m MLHGR
L2-5	²⁾ , 39.4 kW/m MLHGR, loss of grid power
L2-6	²⁾ , 39.4 kW/m MLHGR, pressurized fuel
<i>Test Series L3 - Small Breaks</i>	
L3-0 ¹⁾	Nonnuclear, PORV
L3-1 ¹⁾	Nuclear, depressurization, broken loop
L3-2	Nuclear, "constant" pressure, broken loop
L3-3	Nuclear, repressurization, broken loop
L3-4	Nuclear, PORV
L3-5	Nonnuclear, intact loop, pumps off
L3-6	Nonnuclear, intact loop, pumps on
<i>Test Series L4 - Alternate ECC</i>	
Two tests planned; unspecified at this time.	
<i>Test Series L5 - Intermediate Breaks</i>	
One test planned; unspecified at this time.	
<i>Test Series L6 - Operational Transients³⁾</i>	
L6-1	Loss of steam load
L6-2	Loss of PCS flow
L6-3	Excessive load increase
L6-4	Rod withdrawal
L6-5	Los of feedwater
L6-6	Uncontrolled boron dilution
<i>Test Series L7 - Steam Generator Tube Ruptured</i>	
Two tests planned; unspecified at this time.	

¹⁾ Test completed by November 29, 1979

²⁾ Full double ended cold leg break, cold leg ECC

³⁾ Additional more severe transients may be added

Table 3: LOFT Fy 80 test schedule (October 1, 1979 through October 1, 1980)

Test	Date
L3-1	November 14, 1979
L3-2	January 16, 1980
L3-5	March 7, 1980
L3-6	March 21, 1980
L6-1	May 9, 1980
L3-4	May 16, 1980
L6-2	July 1, 1980
L3-3	July 8, 1980
L6-3	September 23, 1980
L2-5	October 1, 1980

LOFT System arrangement, which has the elevation of the primary coolant pump suction piping (loop seal) above the core. Many commercial reactors have this piping elevation below the top of the core, and this is the dominant reason that core uncovering is calculated. Further consideration is being given to additional small break tests in LOFT which may uncover the core, but these tests are currently not included in the test program. We expect the test plans to change after completing the next years testing schedule.

LOFT instrumentation

By W. W. Bixby¹⁾

Kurzfassung

Es wird die für die Untersuchung von großen Kühlmittelverluststörfällen in den Loss-of-Fluid-Tests (LOFT) verwendete Instrumentierung beschrieben. Besondere Betonung wird dabei auf die hydraulischen und thermischen Meßmethoden im Primärsystem, den Rohrleitungen und Komponenten sowie im Reaktordruckbehälter und im Druckabbausystem gelegt. Weiterhin wird die vorgesehene Instrumentierung für die zukünftigen Versuche zu kleinen Lecks diskutiert.

Abstract

A description of instrumentation used in the Loss-of-Fluid Test (LOFT) large break Loss-of-Coolant Experiments is presented. Emphasis is placed on hydraulic and thermal measurements in the primary system piping and components, reactor vessel, and pressure suppression system. In addition, instrumentation which is being considered for measurement of phenomena during future small break testing is discussed.

Introduction

The Loss-of-Fluid Test Facility (LOFT) is a 55 MW(th) pressurized water reactor located at the Idaho National Engineering Laboratory. LOFT has been scaled to a commercial pressurized water reactor (PWR) and has all the principal features of the reference plant [1]. LOFT's primary objective is to provide transient thermal-hydraulic and fuel performance experimental data for a wide spectrum of off-normal and accident conditions postulated for PWR's. The experimental data derived from LOFT has and will continue to be used to assess the completeness of the computer codes used in evaluating the performance margins of commercial light water reactors (LWR) under these off-normal events. Instrumentation not currently found on commercial LWR's has been developed to provide the data necessary to satisfy LOFT's principal objective. This instrumentation must have the capability to measure the rapidly changing two-phase

flow phenomena and at the same time withstand the severe nuclear environment that results from the accidents. Considerable progress has been made. This paper summarizes the instrumentation used for LOFT Large Break Loss-of-Coolant Experiments (LBLCE), discusses small break phenomena and identifies potential new instruments being considered to measure this phenomena during Small Break Loss-of-Coolant Experiments (SBLCE). Primary emphasis is focussed on thermal-hydraulic measurements employed in the reactor vessel and primary coolant system.

LOFT large break instrumentation

For a typical Loss-of-Coolant Experiment (LOCE), over 800 measurements are made in LOFT. These measurements are concentrated in three areas:

- the primary reactor cooling system,
- the reactor vessel, and
- the suppression system.

The instrumentation in each area is summarized in the following sections.

LOFT primary coolant system

The LOFT primary coolant system (PCS) consists of an active intact loop, to simulate the three unbroken loops of a commercial PWR, and a passive broken loop, to simulate the ruptured loop in the reference plant. The components in the intact loop include pumps, steam generator, pressurizer and emergency core cooling (ECC) systems. Instrumentation in the piping and the components are discussed separately.

Piping instrumentation

There are five principal measuring stations in the LOFT piping. Three are located in the intact loop (figure 1) and one in each leg of the broken loop (figure 2). The measurements (and designation) at each station consist of:

- pressure (PE),
- temperature (TE),
- density (DE),

1) W. W. Bixby, United States Department of Energy, Idaho Falls/USA

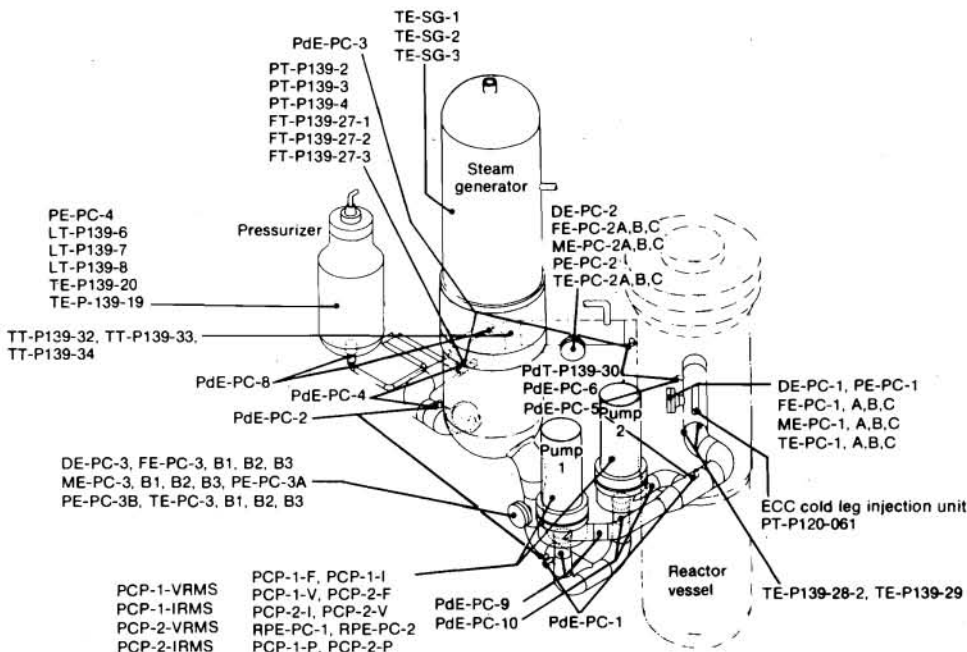


Fig. 1: Thermo-fluid measurement instrumentation; intact loop

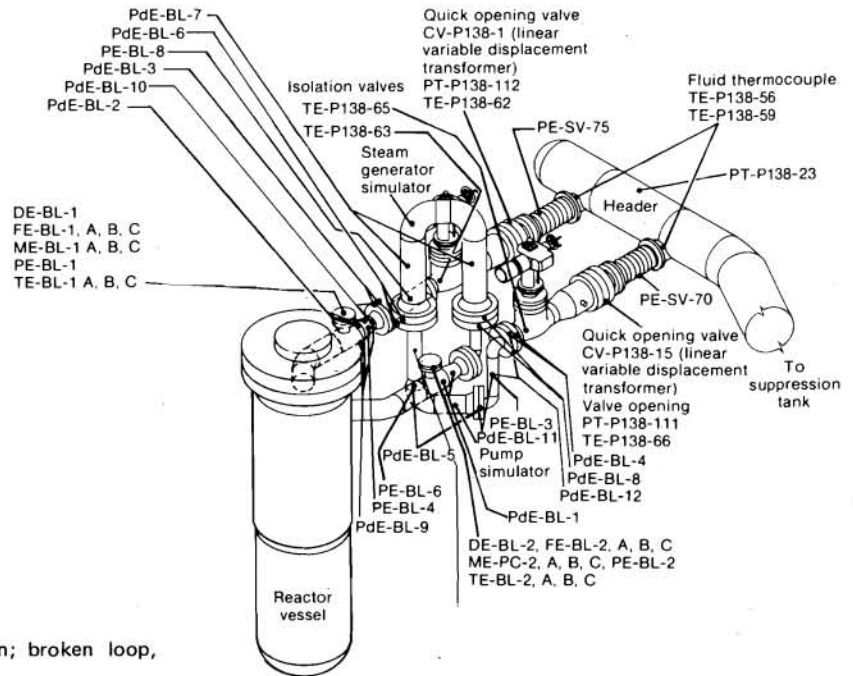


Fig. 2: Thermo-fluid measurement instrumentation; broken loop, cold leg break

- velocity (FE), and
- momentum Flux (ME).

A discussion of the measurement principle for each, as applied to LOFT, follows.

Pressure measurements in the primary system are made by standoff absolute transducers. These transducers are located outside the system and are connected to their measurement points by 6.35 mm OD tubing. These standoff transducers use strain gauges in a four active-arm Wheatstone bridge. The strain gauges are mounted directly to the diaphragm in the high range transducers (type A) and on mechanical amplification arms attached to the diaphragm surface in the low range (type B) transducers (figure 3).

LOFT coolant temperature measuring devices employ grounded weld junction thermocouples. Two slight variations of the grounded weld junction are used. The most common used for LOFT involves the welding or brazing of a small metal plate or diaphragm to the end of the sheathing and thermocouple wires. The second variation is made by welding the end of the sheathing and thermocouple wire closed with a weld bead. Because the diaphragm junctions have a smaller end mass, they have a somewhat faster thermal time response. The coolant temperatures are an integral part of the drag disc turbine transducer which is described in the discussion on velocity and momentum flux measurement.

Density measurements are made using gamma densitometers, one consisting of a source cask and four detector casks. The source cask contains an 81 becquerel (22-Ci) Co-60 gamma ray source. This source is collimated into three beams which pass through the fluid of interest (figure 4). The beams are detected by thallium activated NaI scintillation cells with photomultiplier tubes, located opposite the source. The fourth detector is located so it sees only background radiation, which will be present in the coolant during nuclear tests.

A data acquisition scheme has been developed to accommodate the fourth (background) detector. In this scheme, each detector is recorded on its own channel. The three-beam detectors are recorded with the background activity included which is then subtracted after the test. All the detectors look at an

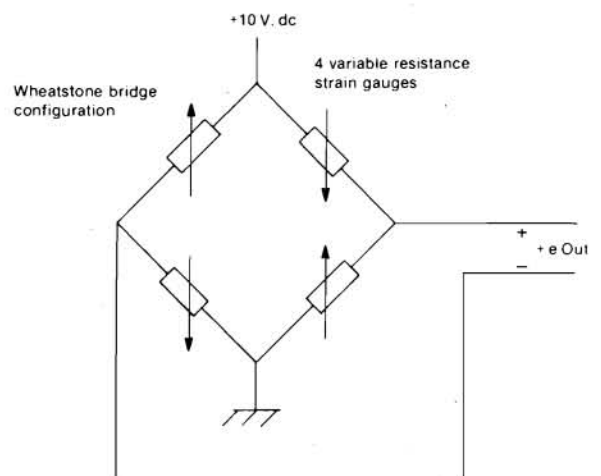
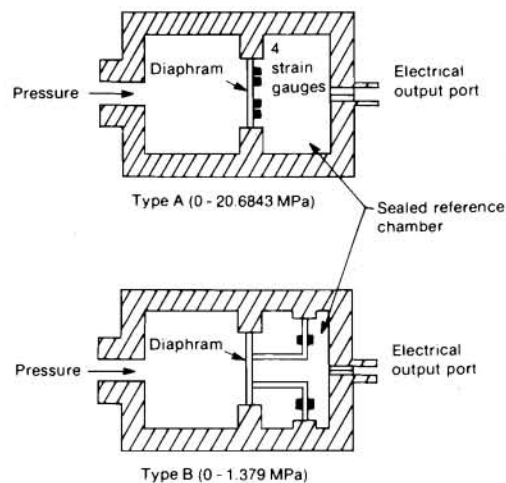


Fig. 3: Absolute pressure transducer

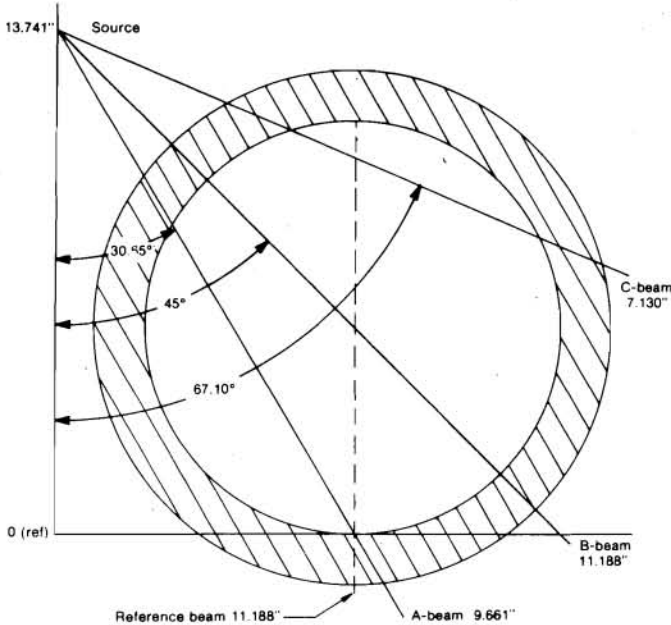


Fig. 4: Gamma densitometer schematic

energy window straddling the two peaks of Co-60 gamma output and measure the number of pulses in that window.

The output of the three-beam detectors, a measure of the attenuation of gamma radiation through the pipe wall and the fluid, can be related to the average fluid density across the portion of the pipe traversed by each beam. This information can be used to determine the flow regime and average fluid density in the pipe (figure 5).

Drag disc turbine meters (DTT's) are used to make measurements of coolant velocity, momentum flux and flow direction. The design of the DTT is modular and consists of basically six parts: a drag disc module, a turbine module, a thermocouple, two end caps, and a shroud. Three of these, the drag disc, turbine, and thermocouple, are functional. The thermocouple is located near the end cap on the turbine end of the assembly.

The turbine flowmeter assembly consists of a 17-4 stainless steel alloy turbine, gold alloy bearings, and an eddy current pickup. The pitch of the turbine blades is given by the following equation:

$$\tan \frac{\Phi}{R} = \text{constant},$$

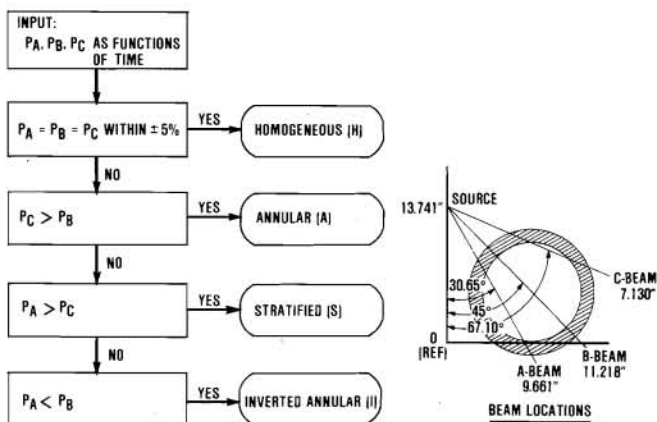


Fig. 5: Flow regime logic of the gamma densitometer

where

Φ = blade pitch (angle between blade and turbine axis),
 R = radial distance to the point in consideration.

The DTT turbine is calibrated to read velocity magnitude in either direction. The drag disc measures coolant momentum flux (ρV^2) and indicates flow direction. Both parts are mounted in line to measure as nearly as possible, the same coolant flow path. A rake assembly has been developed containing three DTT assemblies. The three DTT's are located across the pipe to give a better picture of the flow regimes and velocity profiles during two-phase flow. The rake assembly is shown in figure 6 and relationship to the gamma densitometer is shown in figure 7.

A pitot tube rake is also used to measure the coolant momentum flux and flow direction. The pitot tube rake is an assembly which contains eight pitot tubes spaced at various intervals with two static taps at the pipe wall, and four thermocouples (figures 8 and 9). At each station there are two pitot tubes arranged 180° apart axially in the pipe and a thermocouple radially oriented in the pipe. This arrangement allows the rake to measure flow in either direction.

In the LOFT system, there are two such rakes located 190 mm up and downstream of the cold leg ECC injection point. These rakes provide information on the two-phase flow occurring at these points and the change in flow caused by ECC injection. The relative location of the pitot tube rakes in the cold leg is shown in figure 10.

Component instrumentation

In addition to the five major measuring stations, instrumentation is included on all major reactor system components including the pumps, steam generator, pressurizer, and emergency core cooling (ECC) systems.

Both the primary coolant pumps have a pump speed indicator. The pump speed is monitored by converting an interrupted displacement transducer direct current readout to revolutions per minute. The transducer consists of an eddy current transducer pickup coil mounted in the pump top radial bearing end cavity. Pickup coil mounting is parallel to the pump shaft but approximately 22 mm (7/8 in.) off center. This coincides with a circular pattern of radial slots in the shaft end mounted tachometer plate. The plate plane is perpendicular to the pump shaft.

The transducer pickup coil alternately sees the plate surface and the end of the pump shaft as the pump rotates. The alternating component of the displacement signal is directly related to the shaft speed and translated into revolutions per minute. The output signal is read for interruption frequency and as such is independent of both normal pump shaft end clearance movement and coolant temperature change. The 3 dB voltage loss characteristic (0.707 steady-state output) at 2500 kHz allows favorable response at the relatively lower frequencies seen in normal pump operating speeds (roughly six times 70 Hz for the speed readout and two times 70 Hz for direction readout fundamentals at maximum motor synchronous speed).

In addition to pump speed, differential pressure measurements are made across each pump to provide an indication of time varying pump head.

Two basic measurements are made in the steam generator: temperature and differential pressure. Fluid temperature measurements are located at the inlet and outlet of the steam generator. A bulk fluid temperature measurement is also made on the secondary side. Differential pressure measurements are made at two different elevations on the secondary side to establish the level while a differential pressure measurement is made across the inlet and outlet of the primary side of the steam generator.

Like the steam generator, the two basic measurements included on the pressurizer are temperature and differential pressure. There are two temperature measurements. One measures the temperature of the vapor space and the other measures the fluid temperature. Liquid level is measured using differential pressures at three different levels. A differential pressure measurement across the surge level is provided to ascertain the single phase resistance of the surge line and to provide a measure of the flow entering and/or leaving the surge line during all experiments.

The LOFT ECCS is comprised of three subsystems arranged in two separate groups of equipment. Each group contains three subsystems: the high pressure injection system (HPIS), the accumulator system, and the low pressure injection system (LPIS). The groups can act singly or simultaneously. In general, the groups use separate piping, but in some instances, it is possible to valve them into the same piping. During the LOFT LOCE's, normally only one group is used. Four basic measurements are made on the ECC systems: pressure, temperature, flow and level. Pressures are measured at each of the following locations:

- accumulator A,
- accumulator B,
- hot leg injection point,
- upper plenum injection point,
- downcomer injection point,
- cold leg injection point,
- lower plenum injection point,
- LPIS A pump discharge,
- LPIS B pump discharge.

Fluid temperature measurements are made at the same locations.

High and low range volumetric flow measurements are made at the discharge of each accumulator and the outlet of both the high and low pressure injection systems. Finally, levels for each accumulator are derived from differential pressure measurements. There is one differential pressure measurement for each accumulator.

LOFT reactor vessel instrumentation

Thermofluid measurements in the LOFT reactor vessel are concentrated in three regions:

- the downcomer and lower plenum,
- core, and
- upper plenum.

A summary of the instrumentation in each region follows.

Downcomer and lower plenum instrumentation

Downcomer and lower plenum measurements are concentrated on two downcomer "stalks", which are located on the outer surface of the core barrel, 180° apart (figure 11). The instrumentation on each stalk is identical and consists of:

- fluid temperature (TE),
- absolute pressure (PE),

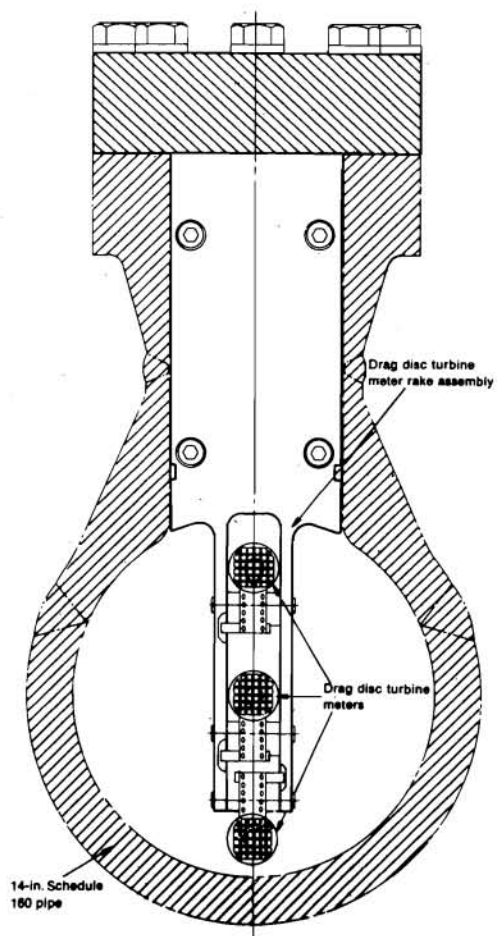


Fig. 6: Drag-disc turbine meter rake

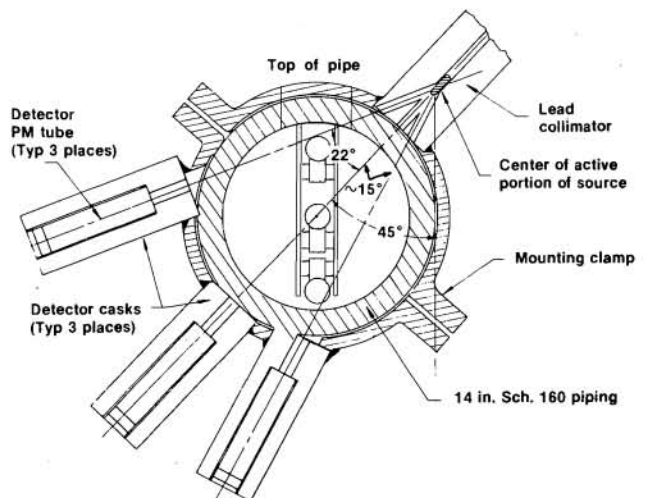


Fig. 7: 3 beam gamma densitometer

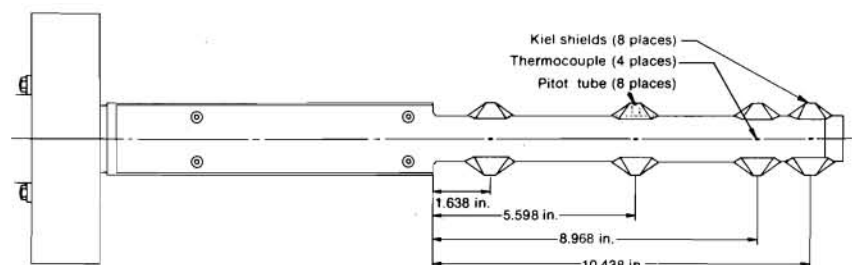


Fig. 8: ECC pitot tube rake

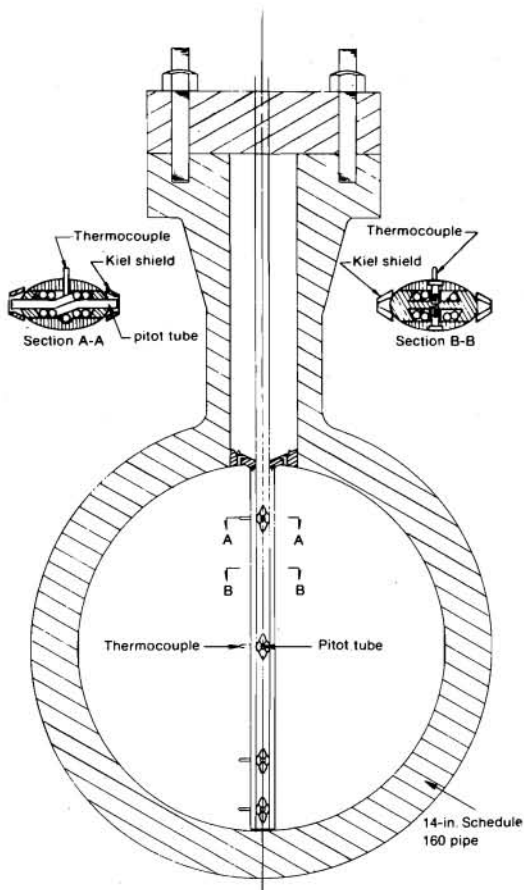


Fig. 9: ECC pitot tube rake in pipe

- liquid level (LI),
- coolant velocity and momentum flux (PE and ME).

Fluid temperature measurements are made in a manner similar to that described for the primary piping. These measure-

ments are made at fourteen discrete elevations. Seven are located in the lower plenum at 4 in. intervals while six are located in the downcomer in 21 in. increments from the bottom of the cold leg nozzle to the bottom of the downcomer. The remaining fluid temperature measurement is located on the drag disc turbine transducer located at the junction between the downcomer and lower plenum.

Two methods of sensing pressure in the downcomer are made. The first is similar to that described for the primary coolant piping. These measurements are made on both stalks at 15 in. below the downcomer/lower plenum junction and 19 in. below the cold leg centerline. The other means of sensing pressure is with a free-field pressure transducer.

The free-field pressure transducer uses a strain post, enclosed by a bellows and two end plates, with four active strain gauges as the sensing element. The strain gauges are oriented on the strain post, such that two are parallel to the long axis and two are perpendicular to it (figure 12). To obtain minimal temperature dependence, a parallel and perpendicular gauge are grouped on one side of a Wheatstone bridge and the other two are on the opposite side. The free-field pressure transducers are located 3 in. below the absolute pressure measurements noted above.

Coolant presence is measured using electrical conductivity probes consisting of several anodes at various intervals in a tube. The tube is perforated at each anode to provide good communication between the anode and the surrounding medium. The presence or absence of coolant at any location along the probe is determined by measuring the electrical conductivity of the surrounding medium.

Liquid level is measured at seven elevations in the lower plenum at four inch intervals between 8.4 and 32 in. above the bottom of the reactor vessel. Downcomer liquid level is measured in 12 in. intervals between 68.4 and 200.4 in. above the reactor vessel lower head.

Coolant velocity and momentum flux is measured with a drag disk turbine transducer similar to that described for the primary coolant piping. This device is located at the junction between the downcomer and lower plenum at an elevation 113 in. above the bottom of the reactor vessel lower head.

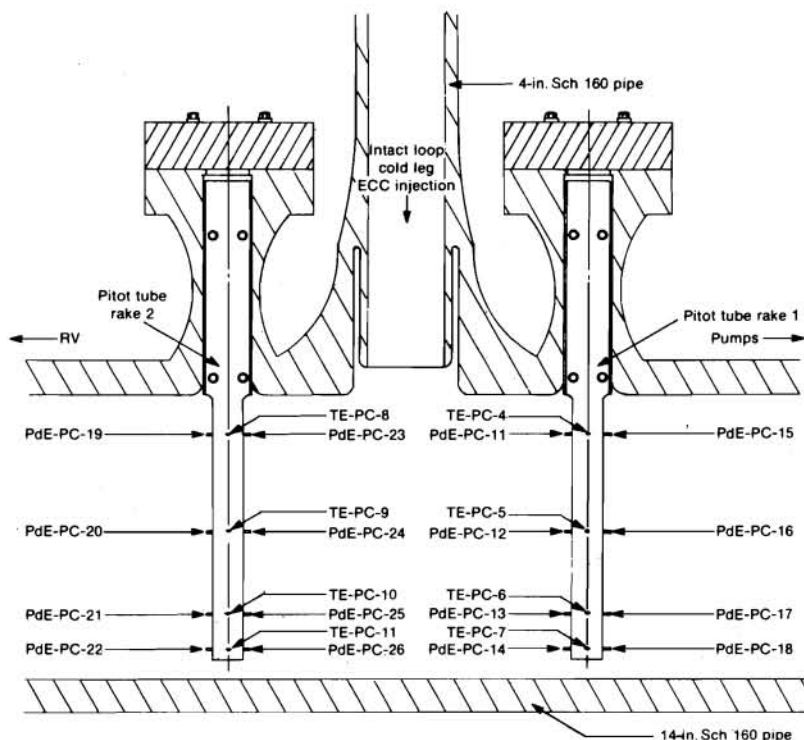


Fig. 10: Pitot tube rakes 1 and 2 instrument locations

Core instrumentation

Five basic measurements are made at or within the boundary of the core region in LOFT. These measurements are:

- fluid temperature (TE),
- clad temperature (TE),
- liquid level (LI),
- mass flow (ME and UD),
- neutron flux (RE).

There are 38 fluid temperature measurements located in the core. These measurements are similar to those described previously.

There are 185 measurements of fuel cladding temperatures measured on the outside of the LOFT zircaloy clad fuel. In addition, there are eleven thermocouples located on the stainless steel guide tubes. Three different types of thermocouples are used for experimental measurements on LOFT. They are:

- a) Type K - chromel versus alumel,
- b) Type S - platinum versus platinum 10% rhodium,
- c) Type T - copper versus constantan.

The mechanical construction of the experimental thermocouples can be placed into two basic groups:

- a) the grounded spade junction and
- b) the grounded weld junction described previously.

These two configurations are shown in figure 13. The spade junction is used as a metal surface temperature measuring device, because it can be easily welded directly to the metal surface and supplied better heat transfer. Stainless steel and titanium sheathing metals are used to make the spade junction thermocouples. Because of the welding characteristics of zircaloy, a titanium sheathing material is used on most of the thermocouples welded to the zircaloy reactor parts. In all cases when the reactor metal is stainless steel, the thermocouple sheathing material will be stainless steel. When titanium is used as a sheathing material, a small barrier of tantalum is placed between the thermocouple junction and the sheathing, preventing the possible forming of eutectic between the junction metals and the titanium sheathing.

Liquid level measurements are made at four separate radial locations in the LOFT core using the same principal method of coolant detection described for the downcomer and lower plenum. Each level detector counts nineteen conductivity probes at four inch intervals.

Fluid velocity and momentum flux are measured at the outlet of the LOFT core in three locations: above the center fuel module and the two corner modules adjacent to the cold legs. These measurements are made using the drag disc turbine transducer described previously. Work is under way to include a similar measurement capability at the inlet of the center fuel bundle in LOFT. This would consist of a drag disc turbine transducer and would also include an ultrasonic density device. The configuration is shown in figure 14. The principle of the ultrasonic density sensor is the change in propagation time of a torsional ultrasonic wave in a metal transmission line as a function of the density of the surrounding media. Changes in propagation times are related to the polar moment of inertia of the sensor and the density of the surrounding media. Separate effects tests and two-phase flow tests have been conducted to characterize the detector. Tests show the detector can successfully measure the average density of the media surrounding the sensor in a 343 °C pressurized water reactor (PWR) environment.

Two types of transducers are used for neutron flux measurements: scanning and fixed location detectors. The scanning detector is used to give an accurate measurement of the

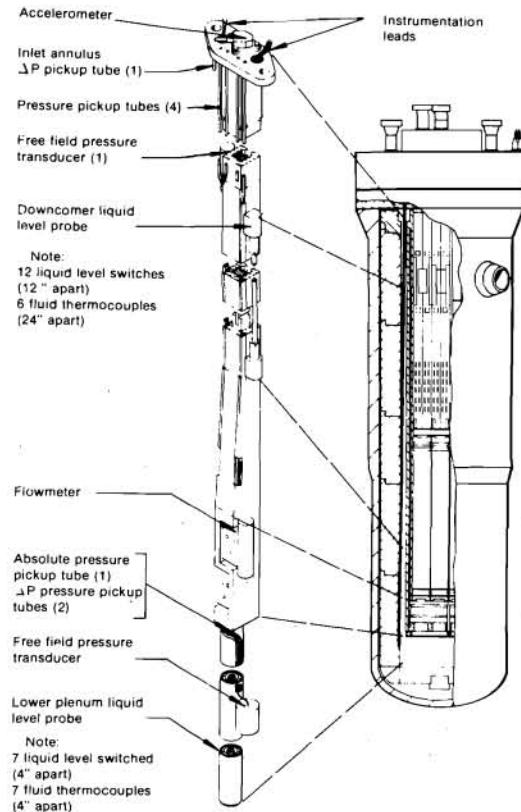


Fig. 11: Reactor vessel downcomer instrument stalk instrument locations

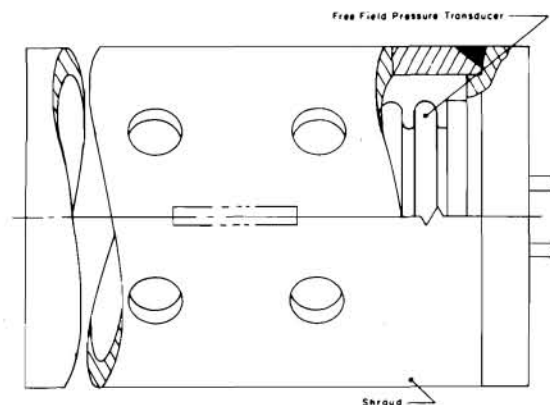


Fig. 12: Free field pressure transducer

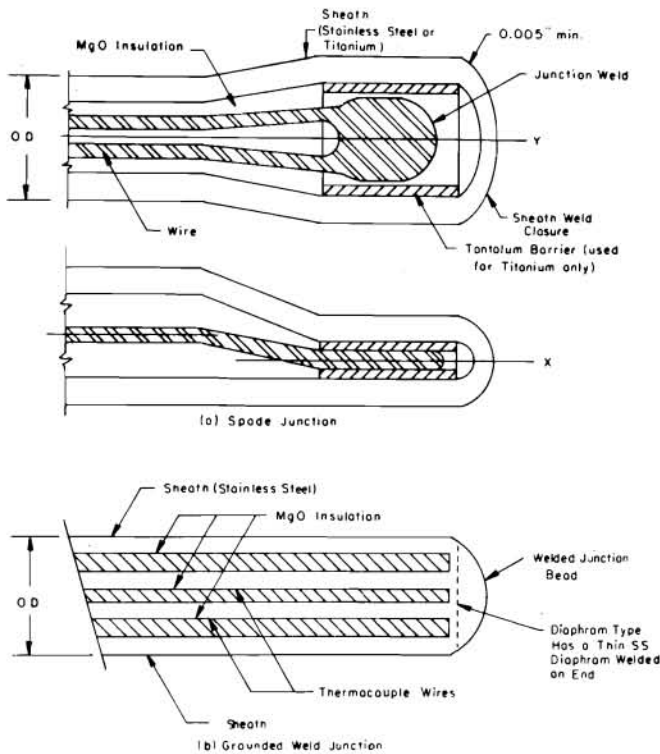


Fig. 13: Thermocouple weld details

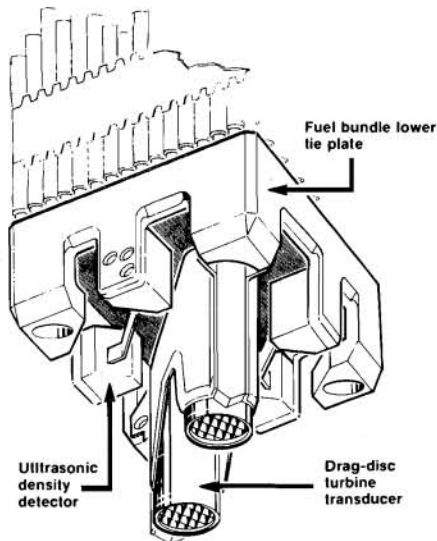


Fig. 14: LOFT core inlet flow measurement

Table 1: Summary of suppression tank instrumentation

Instrument identification	Measurement classification	Measurement description	Number of Instruments
FE-P122-	Flow velocity	Spray flow	1
FE-P138-	Flow rate	Spray flow	4
LT-P122-	Liquid level	Condensate pump	1
LT-P138	Liquid level	BDST level	2
PdE-SV-	Differential pressure	Across vacuum breaker	1
PE-SV-	Absolute pressure	ST interior	15
PT-P138	Absolute pressure	ST components	4
SE-SV-	Strain	ST supports	23
TE-P138	Temperature	ST components	4
TE-SV-	Temperature	ST interior	12

steadystate power distribution, and fixed detectors are used to measure the power transient during a LOCE.

The scanning detector [traversing in-core probe (TIP)] has been purchased as a complete, independent system, having its own transducer, positioning subsystem, signal conditioning, recording subsystem, and any required cabling, construction, or mechanical details. The system provides graphs of the axial flux distribution at four different locations in the core. Fixed detectors use cobalt neutron flux detectors for fast response. These are called self-powered neutron detectors (SPND's), because they use the current generated by the decay of Co-60 and Co-61 to indicate power level.

There are four fixed neutron flux detectors and four scanning flux detectors. Studies are under way to determine whether the neutron flux detectors can be correlated to the density in the vessel during a LOCE.

Upper plenum instrumentation

In addition to the three mass flow measuring devices at the exit of the core (located in the fuel end boxes), the upper plenum instrumentation consists of a liquid level detector, four pressure measurements fluid thermocouples and metal thermocouples.

The liquid level detector in the upper plenum is located in the corner fuel module adjacent to the broken loop hot leg. It uses the same principle for coolant detection described previously, and contains nine probes spaced at 8 in. intervals. Free-field pressure transducers are located 27 in. above the corner fuel assemblies adjacent to the intact and broken cold legs, respectively. The absolute pressure measurements are located 20 in. above the free-field transducers.

There are five coolant thermocouples and two guide tube thermocouples in the upper plenum. Three coolant thermocouples are located in the upper end box in conjunction with the DTT. The remaining two are located 14 and 28 in., respectively, above the cold leg nozzle centerline. The metal thermocouples are located on the upper core support structure at 10 and 45 in., respectively, above the top of the core (62 and 27 in. below the centerline of the cold leg nozzle).

Suppression system instrumentation

Measurements on the suppression system consist of:

- spray flow velocities and rates,
- liquid level,
- pressure,
- fluid temperature, and
- strain.

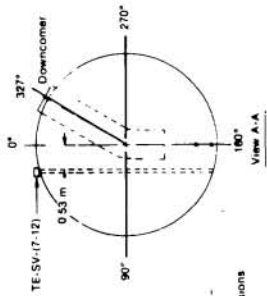
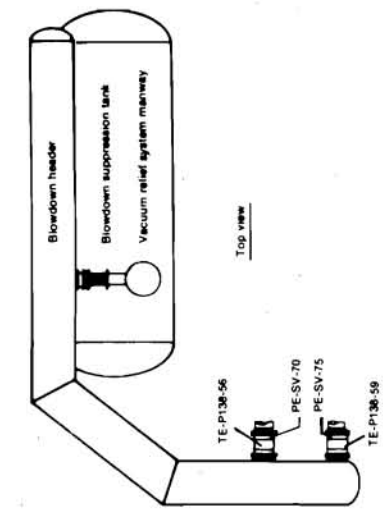
This instrumentation has been used to determine suppression pool dynamics for refined control of reflood backpressure. Figure 15 shows the location of this instrumentation and table 1 summarizes the number of instrumentations on the LOFT suppression system.

LOFT small break instrumentation

As a consequence of Three Mile Island, emphasis in the LOFT program has shifted from large break LOCA's to small break LOCA's. These tests are characterized by:

- periods of single and two-phase natural circulation,
- low flow rates,
- extended pump degradation, and
- upper plenum voiding.

While the instrumentation currently available for large break experiments can be used for small break LOCA's, additional measurements are necessary to investigate the small break LOCA phenomena. Following is a discussion of those being considered for LOFT.



Note
All dimensions
in meters

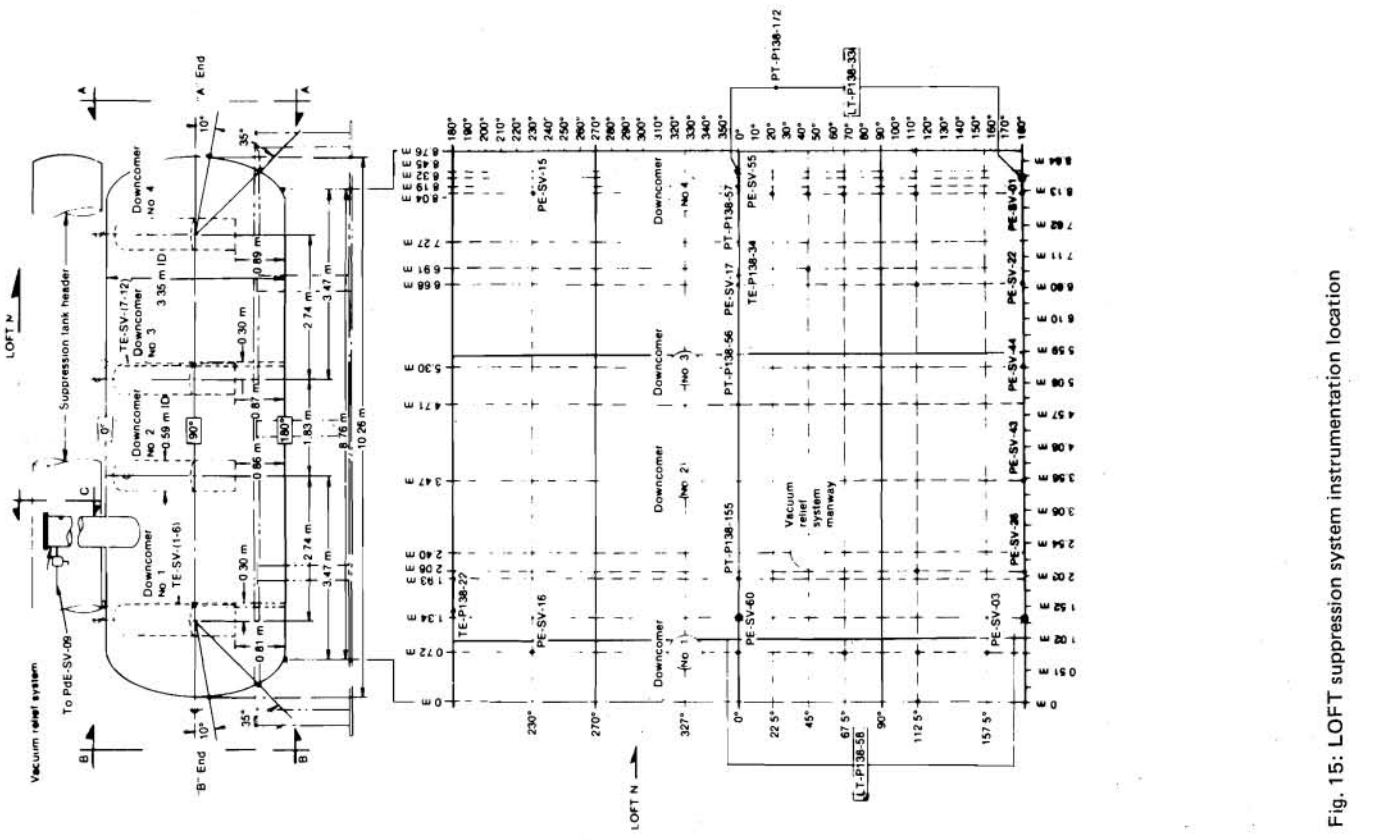
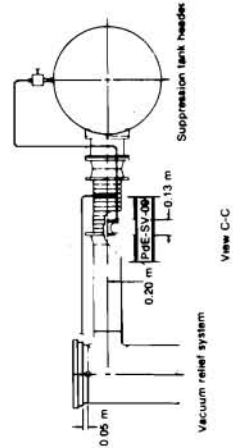
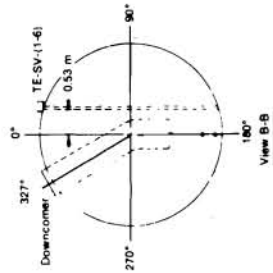


Fig. 15: LOFT suppression system instrumentation location

Single and two-phase natural circulation

Depending on the size of the small break in question, it is postulated that the LOFT primary coolant system will be in an extended period of natural circulation which is characterized by flow rates which are ten percent of those expected for the large breaks. These flow rates are well below the ranges of current drag disc turbine transducers. However, use of the pulse neutron activation method [2] shows promise of being able to measure the low flows during natural circulation. This method measures the velocity of the fluid by determining the transit time of a neutron activated oxygen (i. e. $O^{16} + n^1 \rightarrow N^{16} + 6.7 \text{ MEV gamma}$) from the point of activation to the point of detection. This neutron activation device will be located in the intact hot leg of the LOFT primary system. The receiving detector will be located on either side of the activation device and will allow detection of velocity changes in either direction in the hot leg. Density will be measured using the same gamma densitometers as used in the large break.

Break flow

The amount of energy removed from the system during a small break depends on the amount of energy removed from the break versus that removed through the steam generators. The energy removed from the break determines the time sequence of events during the small break. This is important in ensuring proper scaling to the reference plant. Therefore, an accurate measure of critical flow is necessary. The critical flow at the break will be obtained from orifices which have been calibrated in two-phase flow. The relationship between the pressure at the break, the temperature, and the differential pressure across the break plane will be established from transient tests being conducted at Wyle Labs in Norco, California. A cross check on the critical flow will be derived from a mass and energy balance of the suppression tank. A low range differential pressure measurement will be added to the suppression tank to provide a more discrete measure of level during the transient.

Pump degradation

During large break Loss-of-Coolant Experiments (LOCE's), the influence of pump degradation was observed to be small. The transition from single-phase liquid to single-phase steam occurred over a two-to-three second time period. Consequently, two-phase pump behavior did not have a significant influence on loop hydraulics as the system thermal hydraulic behavior was governed by the critical flow. During small break LOCE's, the transition from 0 % quality to 100 % quality is expected to last for several hundred seconds. In those situations when the pump is running (and the system is, therefore, not governed by natural circulation), the performance of the pumps in a two-phase environment becomes very important in simulating LPWR small break phenomena. The pumps are anticipated to collapse voids formed at the inlet to the pump which will provide a lower quality of fluid to the downcomer and core thereby delaying core voiding. Because of their influence, additional instrumentation is being considered for the pumps to better characterize its

influence on small break LOCE behavior. Differential pressure measurements are being added to the pump suction to determine the void fraction entering the pump. This information, coupled with existing differential pressure measurements across the pump will determine the effective reduction in head under extended two-phase flow conditions.

Upper plenum level

Under certain small break conditions, in which the break discharge flow rate is greater than the high pressure injection flow, the mixture level in the reactor vessel is predicted to steadily decrease. Depending on the makeup flow rate from the HPIS and the break size, the reactor vessel mixture level can drop into the core until the pressure reaches safety injection tank actuation pressure of 600 psia. The interrelationship between the reactor vessel mixture level and the system depressurization rate will establish the extent of core uncover, if any. Additional differential pressure measurements are being considered for the upper vessel region in LOFT to establish the quality and movement of the mixture level in the reactor vessel.

Pressurizer behaviour

One small break test currently planned for LOFT is the simulation of an open, power operated relief valve (PORV) on the pressurizer. An isothermal test (L3-0) [3] under these conditions has already been performed. This test identified the need for several additional instruments for the pressurizer. First, as already discussed, the discharge flow rate at the break, in this case the PORV, governs the system hydraulics. To adequately test the computer codes capability to predict small break phenomena will require an accurate prediction of the discharge flow. For this reason, a calibrated spool piece is being considered for installation at the discharge of the PORV. This spool piece will have an orifice ΔP , pressure, temperature, density and momentum flux. Second, a densitometer is being considered for the pressurizer surge line to aid in determining the mass flux during the period when the primary system reaches saturation pressure. During Test L3-0, the pressurizer indicated that it was liquid full despite the presence of stratified flow in the hot leg. The pressurizer densitometer will provide an indication of the flow behaviour in the surge line in the transition period in the hot leg from single-phase liquid to single-phase steam.

References

- [1] Reeder, D. L.: LOFT System and Test Description (5.5-Ft Nuclear Core 1 LOCE's). NUREG/CR-2047, TREE-1208, July 1978.
- [2] Kehler, P.: Accuracy of Two-Phase Flow Measurements by Pulsed Neutron Activation Techniques. Second Multi-Phase Flow and Heat Transfer Symposium Workshop, Miami Beach, Florida, April 16-18, 1979.
- [3] Leach, L. P.: Results and Evaluation of the Nuclear Tests. Techn. Mitt. 73 (1980) Nr. 3, S. 212 and GRS-16 (April 1980), S. 38.

Diskussion

O. Kellermann (GRS):

Die für Durchflußmessungen eingebauten Pitotrohre stellen eine spezielle Entwicklung für LOFT dar. Sie werden an Stellen mit erheblichen Turbulenzen, zum Beispiel am Eintrittsstutzen des Notkühlwassers eingebaut. Sind die Rohre kalibriert worden und wie sind die Ergebnisse der Kalibrierung?

J. E. Solecki (EG & G Idaho):

Although the pitot tube assembly installed in LOFT has not itself been calibrated, extensive testing on the use of pitot tubes in conjunction with density measurements to determine two phase mass flow has been performed at Idaho and by Dr. Bannerjee in Canada. The results show that the mass

flow measurement accuracy is in the range of 3 % to 5 %. The tests also showed the necessity of cooling the pitot tube sense lines for transient applications. The LOFT pitot tube rake includes this feature.

G. Sonneck (SGAE, Wien):

Es ist keine Frage, daß EG & G großartige Arbeit bei der Entwicklung der Instrumente geleistet hat. Wenn wir jedoch sehen, daß zum Beispiel beim Massenstrom die Fehlerbänder so groß sind, daß sie, wie wir heute noch sehen werden, gar nicht mitgeteilt werden, müssen wir uns nach dem Grund fragen. Dieser liegt offenbar auch in einem Mangel der Interpretation. Hier gibt es viele schwache Punkte. Als Beispiel möchte ich aus einer Fülle ungelöster Probleme anführen, γ -densitometer flow regime logic: Das ist natürlich nur sinnvoll, wenn ein etwaiger Dichtegradient vertikal verläuft; wenn dies nicht der Fall ist, kommt man eben zu so sinnlosen Aussagen wie inverted annular und macht fast beliebig große Fehler in der Dichte. Pitot tube rake: Die Kielshields verschlechtern offenbar die Messung, da sie die Richtungsempfindlichkeit des Instruments verkleinern (es interessiert ja vor allem die Komponente parallel zur Rohrachse). Liquid level probe: Hier wird nicht das Wasserniveau gemessen, sondern festgestellt ob das Gerät benetzt ist, was einen großen Unterschied machen kann.

Es wird daher vorgeschlagen, der Interpretation der Instrumente erhöhtes Augenmerk zu widmen.

J. E. Solecki (EG & E, Idaho):

The instrumentation may not be extremely accurate over the full range of conditions found during the test. However with the large number of redundant and complementary measurements, we have a high degree of confidence that the overall measurement capability is sufficient to meet test objectives.

W. Vinck (KEG, Brüssel):

Could the author of the paper comment on the feasibility of applying the experimental instrumentation in LOFT (at least part of it, e. g. level measurements) for commercial reactors. This may be worth considering, especially in the light of TMI. 2.

J. E. Solecki (EG & G, Idaho):

LOFT is currently preparing a report which describes the instrumentation and other design features that may be applicable to commercial use. We believe some instruments could be used, particularly the liquid level detector. However the devices must be made simple and without very many sensing lines, wires etc., otherwise the commercial industry would not find their use to be practical.

Ergebnisse und Auswertung der nichtnuklearen Versuchsserie

Von M. Firnhaber, G. Lerchl und R. Ullrich¹⁾

Kurzfassung

Die nichtnukleare Versuchsserie LOFT L1 setzte sich aus fünf isothermen Versuchen zur Untersuchung großer Kühlmittelverluststörfälle im Primärkreis eines Druckwasserreaktors zusammen. Die Versuche wurden mit Hilfe verschiedener Rechenprogramme analysiert. Experiment und Analyse führten zu einem verbesserten Verständnis für die Vorgänge beim Kühlmittelverlust und machten die Eignung der eingesetzten Rechenprogramme für die Simulation der Druckentlastungsphase deutlich. Für die Analyse der Notkühlein speisung erwies sich die Berücksichtigung des thermodynamischen Nichtgleichgewichts als vorteilhaft. Die experimentellen Ergebnisse und Erkenntnisse aus den versuchsbegleitenden Analysen sowie die Auswirkungen auf die Störfallanalyse werden dargestellt.

Abstract

The nonnuclear loss of fluid test series L1 consisted of five isothermal experiments. The purpose was to simulate a loss of coolant accident in a large pressurized water reactor and to make available large scale blowdown and reflood data. The experimental results were analysed using several computer codes. From the experiments and the analysis a better understanding of the LOCA-behaviour was obtained. The capability of the computer codes was demonstrated during the blowdown phase as the calculated physical parameters agreed well with those measured. For the analysis of ECC injection phenomena thermodynamic non equilibrium expressions showed better prediction capabilities. Experimental and analytical

results and how they influence analysis of loss of coolant accidents are summarized.

Einleitung

Der LOFT-Versuchsstand ist die bisher größte Anlage, in der unter anderem der integrale Ablauf eines Kühlmittelverluststörfalles, das heißt der Bruch einer Hauptkühlmitteleitung, untersucht werden kann. Das Versuchsprogramm umfaßt sowohl Experimente mit nuklearer als auch ohne nukleare Beheizung bei einer großen Palette von Versuchsparametern. Am Beginn der Versuche stand die nichtnukleare Serie L1, über deren Ziele, Verlauf und Auswertung hier berichtet wird.

Einige wesentliche Ziele für die Versuchsserie L1 sind:

- Bereitstellung einer größeren Anzahl von experimentellen Daten, speziell während der Druckentlastungsphase (Blowdownphase);
- quantitative Erfassung bisher nur qualitativ bekannter Phänomene, zum Beispiel Dampf-Wasser-Gegenströmung im Ringraum, Downcomer und die Erkennung unerwarteter Ereignisse;
- Ermittlung der Wirksamkeit von Sicherheitseinrichtungen, insbesondere der Notkühlsysteme und deren Sicherheitsreserven;
- Schaffung einer experimentellen Vergleichsbasis für die Rechenprogramme zur Absicherung der analytischen Methoden;
- Anregung und Grundlage für die Weiterentwicklung von analytischen Modellen;
- Entwicklung von Gesetzen zur Übertragung der Ergebnisse auf Großanlagen durch Vergleich der Ergebnisse mit anderen Versuchen, zum Beispiel Semiscale (LOFT-Counterpart-Tests).

¹⁾ Dr. Manfred Firnhaber, Georg Lerchl und Dr. Rudolf Ullrich, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Tafel 1: Die nichtnukleare LOFT-Versuchsserie L1

Versuch Nr.	Anfangsbedingungen	Bruchlage	Bruchgröße	Kern	Einspeisestelle	Spezielle Versuchsziele
L1-1	$p_0 = 91 \text{ bar}$ $T_0 = 540 \text{ K}$	heißer Strang	1F	Simulator	kalter Strang	Anlagentest mit reduzierter Belastung
L1-2	$p_0 = 155 \text{ bar}$ $T_0 = 555 \text{ K}$	kalter Strang	2F	Simulator	kalter Strang (verzögert)	Keine Beeinflussung der Druckentlastung durch Einspeisung; Verzögerungseffekt der heißen Downcomer-Wände
L1-3	$p_0 = 155 \text{ bar}$ $T_0 = 542 \text{ K}$	kalter Strang	2F	Simulator	unteres Plenum	Einspeisung ins untere Plenum
L1-4	$p_0 = 156 \text{ bar}$ $T_0 = 552 \text{ K}$	kalter Strang	2F	Simulator	kalter Strang	Vergleich der verschiedenen Einspeisungen, Downcomer-Bypass, Gegenströmung im Downcomer, Mischungseffekt des Notkühlwassers
L1-5	$p_0 = 155 \text{ bar}$ $T_0 = 555 \text{ K}$	kalter Strang	2F	nuklearer Kern	kalter Strang	Weitgehende Simulation eines nuklearen Tests durch einen nicht-nuklearen Versuch

Wegen der wissenschaftlichen Bedeutung des Vorhabens und der möglichen Rückwirkungen auf das Genehmigungsverfahren in der Bundesrepublik Deutschland hat sich auch die deutsche Seite intensiv am LÖFT-Projekt beteiligt.

Gliederung der nichtnuklearen Versuchsserie und Ablauf der Experimente

Die nichtnukleare Versuchsserie, die in den Jahren 1976 bis 1978 gefahren wurde, setzt sich aus fünf Einzelversuchen zusammen. Eine Zusammenstellung ist in Tafel 1 wiedergegeben. Der wichtigste Versuchsparameter war, abgesehen vom

Versuch L1-1, die Variation der Notkühleinspeisung; die übrigen Versuchsbedingungen wie Bruchlage, Anfangsdruck und -temperatur waren weitgehend konstant. Der Versuch L1-1 war ein Anlagentest mit stark reduzierter Belastung. Der Bruch wurde im heißen Strang eingeleitet und der Ausgangsdruck betrug lediglich rund 90 bar. Im zweiten Experiment wurde bei reaktortypischem Ausgangsdruck von 155 bar der Bruch im kalten Strang simuliert. Durch die verzögerte Einspeisung, die erst nach nahezu vollständigem Ausdampfen des Systems gestartet wurde, konnten der ungestörte Ablauf des Blowdown sowie der Verzögerungseffekt der heißen Ringraumwände auf die Eindringzeit des Notkühlwassers ins untere Plenum untersucht werden („hot wall“-Effekt). Bei L1-3 wurde das Notkühlwasser unverzögert ins untere Plenum und bei L1-4 in den kalten Strang eingespeist. An diesen Experimenten wurden unter anderem der Bypass des Notkühlwassers durch den Downcomer zur Bruchstelle, der Mischungsvorgang des Notkühlwassers mit dem Primärkreiskühlwasser sowie der Strömungsablauf im Downcomer untersucht. L1-5 war der erste Versuch mit nuklearem Kern, jedoch ohne Leistungserzeugung. Ziel dieses Versuches war es, das mechanische und thermohydraulische Verhalten der Anlage mit eingebautem Kern zu testen.

Der qualitative Ablauf eines Experimentes ist in Bild 1 erläutert. Aufgetragen sind hier der zeitliche Verlauf von Druck und Gemischhöhe sowie die Einsatzzeiten einiger Einspeisekomponenten. Zum Zeitpunkt Null wird das Experiment durch nahezu schlagartiges Öffnen der beiden Schnellöffnungsventile eingeleitet. Innerhalb der ersten 100 ms fällt der Druck des unterkühlten Fluids auf den entsprechenden Sättigungswert. In dieser Phase, die man auch den unterkühlten Blowdown nennt, führen die von der Bruchstelle ausgehenden Druckentlastungswellen zu einer starken mechanischen Belastung der Strukturen.

Die folgende Zeitspanne ist durch das sich im System ausbildende Zweiphasengemisch gekennzeichnet, wobei Druck und Temperatur weitgehend der Sättigungslinie folgen. Diese Phase wird üblicherweise als gesättigter Blowdown bezeichnet.

Während des Experimentes speisen folgende Systeme Wasser in den Primärkühlmittelkreislauf ein:

- Druckhalter,
- Hochdruckpumpe,
- Druckspeicher und
- Niederdruckpumpe.

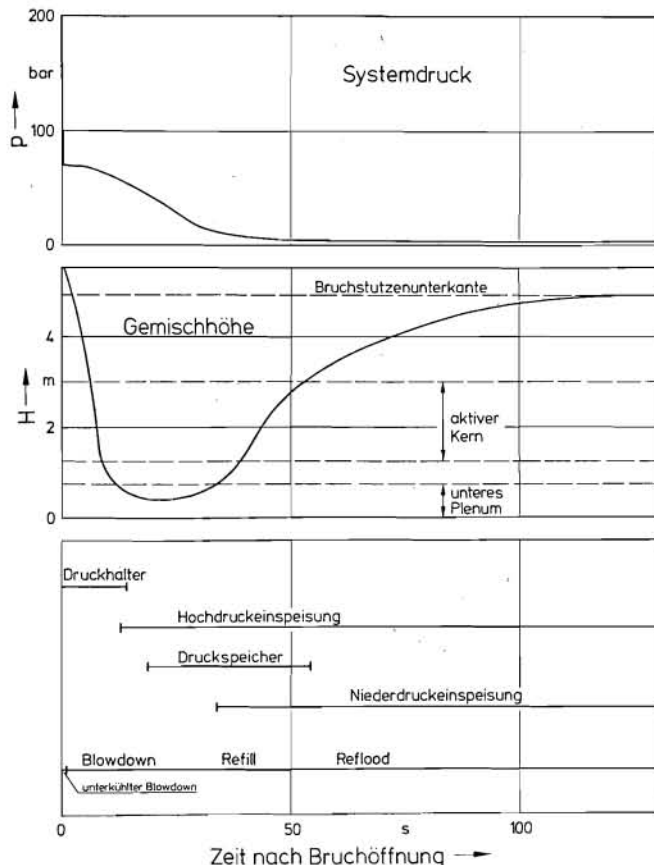


Bild 1: Qualitativer Ablauf eines nichtnuklearen Experimentes

Der von Experimentbeginn an einspeisende Druckhalter ist nach etwa 15 s leer. Nach Erfüllung der Anregekriterien für die Hochdruckeinspeisung – Systemdruck kleiner als 130 bar und Druckhalterwasserspiegel niedriger als 20 cm – fördern die Hochdruckpumpen Wasser in den kalten Strang. Die Druckspeicherklappen öffnen, wenn der Systemdruck unter 40 bar gefallen ist. 50 bis 60 s nach Experimentbeginn ist deren Wasservorrat erschöpft. Wenn der Druck des Primärkreis Kühlmittels unter 20 bar gefallen ist, beginnt als letztes Notkühlsystem die Niederdruckpumpe zu fördern.

Die zweite Kurve zeigt den qualitativen Gemischspiegelverlauf im Reaktordruckbehälter in Abhängigkeit von der Zeit. Innerhalb der ersten 20 s fällt der Gemischspiegel infolge der hohen Bruchmassenströme sehr schnell bis ins untere Plenum ab. Infolge der Druckspeichereinspeisung wird schließlich bei abnehmendem Bruchmassenstrom das Leck überspeist und der Gemischspiegel steigt stetig wieder an, bis eine Höhenmarke von knapp 5 m erreicht ist, die der Bruchstutzhöhe entspricht.

Analysenmethode

Durch die weltweite Teilnahme bei der Analyse der nicht-nuklearen LOFT-Serie kam eine Vielzahl von Rechenprogrammen zum Einsatz. Tafel 2 zeigt eine Auflistung der Programme und beteiligten Länder, ohne den Anspruch auf Vollständigkeit zu erheben. Erhebliche analytische Arbeit wurde selbstverständlich in den USA im Auftrag von DOE und NRC durch Voraus- und Nachrechnung aller Versuche sowie durch die Untersuchung von vielfältigen Einzelproblemen geleistet.

In der Bundesrepublik Deutschland hat sich hauptsächlich die GRS durch Analysen an den LOFT-Versuchen beteiligt. Tafel 3 zeigt die dabei verwendeten Rechenprogramme sowie die durchgeführten Analysen. Während der unterkühlten Blowdownphase waren die Versuche weitgehend ähnlich, so daß die Rechnungen mit WHAMMOD und DAPSY sich auf den Versuch L1-2 beschränkten. Der integrale Ablauf des Experimentes wurde mit BRUCH-D, RELAP4/GRS und DRUFAN-01 analysiert. Besondere Bedeutung kam dabei dem Versuch L1-4 zu. Neben den Voraus- und Nachrechnungen wurden Analysen mit allen drei Rechenprogrammen zur Teilnahme am Standardproblem eingereicht.

Eine kurze Charakterisierung der in der GRS verwendeten Rechenprogramme ist in Tafel 4 gegeben. Durch eine jeweils spezielle Schreibweise der drei Erhaltungssätze, der Zustands- und Transportgleichungen lassen sich die Programme auf die unterschiedlichsten Probleme anwenden. DAPSY und WHAMMOD enthalten zum Beispiel eine explizite Schreibweise der Wellengleichung zur Behandlung der Druckwellenausbreitung und der damit verbundenen Strukturbelastungen während der Druckentlastung des unterkühlten Fluids auf den Sättigungszustand. Abgesehen von BRUCH-D, lassen alle Programme eine variable, dem Problem angepaßte Nodalisation zu.

Tafel 2: Internationale Beteiligung am Standardproblem

Teilnehmende Länder:	USA, Bundesrepublik Deutschland, Schweden, Niederlande, Finnland, Frankreich, Japan, Italien
Verwendete Programme:	RELAP4, RELAP4/GRS, BRUCH-D, DRUFAN-01, ALARM, WHAM, WHAMMOD, DAPSY, TRAC, RETRAN

Tafel 3: In der GRS durchgeführte Analysen zur Versuchserie L1

Programm	L1-2	L1-3	L1-4	L1-5
WHAMMOD	N			
DAPSY	N			
BRUCH-D	N	N	V, N, SP	
RELAP4/GRS	N	N	V, N, SP	N
DRUFAN-01			N, SP	

V = Vorausrechnung

N = Nachrechnung

SP = Teilnahme am Standardproblem

Die in der Reaktortechnik überwiegend verwendeten Rechenprogramme, setzen thermodynamisches Gleichgewicht voraus. Unter der Annahme, daß nur vergleichsweise geringe Abweichungen vom Gleichgewichtszustand vorliegen, ist das eine in der Technik allgemein übliche und zulässige Vorgehensweise. Gleichgewichtszustände werden zum Beispiel in den Programmen WHAMMOD, RETRAN, ALARM, BRUCH-D und RELAP 4 vorausgesetzt. Die Vorgänge bei einem Kühlmittelverluststörfall verlaufen aber, wie die bisherigen Experimente gezeigt haben, zum Teil unter so großen Abweichungen von den Gleichgewichtsbedingungen, daß diese Annahme in Einzelfällen, zum Beispiel während der Notkühleinspeisung, nicht mehr gerechtfertigt ist. Es sind deshalb in den letzten Jahren sogenannte fortschrittliche Programme entwickelt worden, die thermodynamisches Nichtgleichgewicht zulassen. Dazu gehören unter anderem die GRS-Programme DAPSY und DRUFAN sowie das amerikanische TRAC-Programm. Unter „Abweichung thermodynamisches Nichtgleichgewicht“ wird dabei im wesentlichen die Abweichung der Temperatur von der Sättigungslinie bei Zweiphasengemischen verstanden, die den Massen- und Energieaustausch zwischen den Phasen bewirkt. Weiterhin besitzen die Programme noch eine Vielzahl von speziellen Modellen, von denen einige programmtypische in der letzten Spalte aufgelistet sind. So wird zum Beispiel bei DAPSY die Elastizität der Strukturen berücksichtigt, DRUFAN-01 benutzt die Finite-Differenzen-Methode zur eindimensionalen Lösung des homogenen kritischen Ausströmmodells (FD-Modell). Dabei wird die Abweichung vom thermodynamischen Gleichgewichtszustand berücksichtigt und die Abhängigkeit von experimentell ermittelten Aus-

Tafel 4: Charakterisierung der in der GRS benutzten Programme zur Analyse der LOFT-Versuche

Programm	Urheber	Anwendungsbereich	Abweichung vom Gleichgewicht	Nodalisation	Programmtypische Modelle
DAPSY	GRS	unterkühlte Phase	ja	variabel	elastische Strukturen, Druckwellenausbreitungsmodell
WHAMMOD	Fabic/GRS		nein	variabel	Druckwellenausbreitungsmodell
BRUCH-D	GRS	integraler Experiment- bzw. Störfallablauf	nein	fest	HEM oder Moody-Modell für kritische Ausströmung
DRUFAN-01	GRS		ja	variabel	FD-Modell für kritische Ausströmung
RELAP4/GRS	ANC/EG&G/GRS		nein	variabel	kritisches Ausströmmodell nach Pana spezielle Wärmeübergangsmodelle

Teilnehmer	Code	Ausströmmodell ¹⁾	Ringraum azimuthal unterteilt?	Volumenknoten
USA	RELAP4/MOD5	1,0 HEM	ja	55
Bundesrepublik Deutschland (GRS)	BRUCH-D	0,85 HEM kaltseitig 0,35 HEM heißseitig	nein	23
	RELAP4/GRS DRUFAN-01	Pana/HEM FD-Modell	ja nein	51 13
Schweden	RELAP/EM	0,6/HEM	nein	43
Niederlande	RELAP4/MOD2	1,0 Moody	ja	29
Finnland	RELAP4/MOD5	HF/HEM	nein	32
Frankreich	RELAP4/MOD3	—	nein	29
Japan 1. ALARM 2. RELAP	ALARM-P1 RELAP-4J	Zaloudek/0,6 Moody spezielle C_D -Korrelation	nein nein	31 31
	—	—	—	—
Italien	RELAP4/MOD2	—	ja	29

Tafel 5:
Liste der Teilnehmer
am internationalen
Standardproblem no. 5

1) HEM = Homogenes Gleichgewichtsmodell, HF = Henry-Fauske-Modell, FD = Finite-Differenzen-Modell

strömstabellen, wie sie in fast allen Programmen zu finden sind, eliminiert. In der GRS-Version von RELAP 4 werden unter anderem spezielle Wärmeübergangsmodelle und ein Modell für kritische Ausströmung nach Pana verwendet.

Integraler Versuchsablauf

Auswahl repräsentativer Versuche

Für einen Vergleich analytischer und experimenteller Ergebnisse empfiehlt sich eine Konzentration auf wenige besonders wichtige Versuche. Die Autoren haben hierfür die Versuche

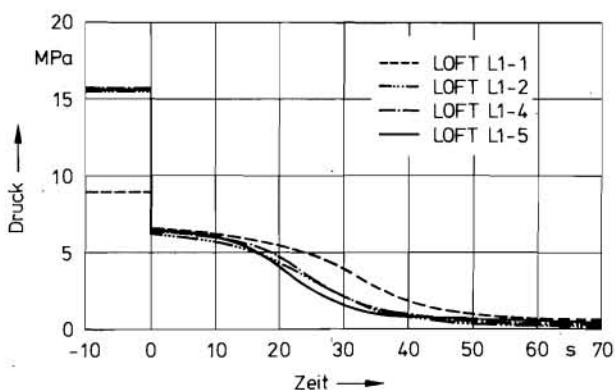


Bild 2: Primärkreisdruck bei nichtnuklearen LOFT-Versuchen

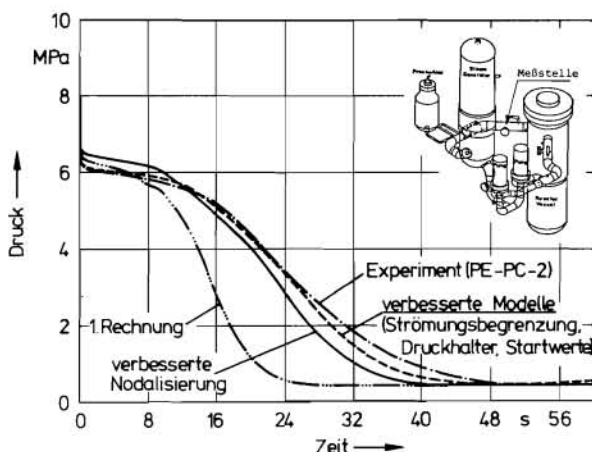


Bild 3: LOFT L1-2: Vergleich des Systemdrucks mit den Ergebnissen verschiedener mit RELAP 4/GRS durchgeführter Analysen

L1-2 und L1-4 ausgewählt, werden aber in Einzelfällen auch andere Experimente zu Vergleichszwecken heranziehen. Außerdem wurden Ergebnisse ausgewählter Semiscale- und LOFT-Experimente verglichen.

Dem Versuch L1-2 kommt als erstem LOFT-Experiment mit kaltseitigem Guillotinebruch besondere Bedeutung zu; außerdem ermöglicht die in diesem Versuch praktizierte zeitliche Trennung der Druckentlastungsphase von der Wiederauffüll- und Flutphase eine separate Analyse der für die jeweilige Phase charakteristischen Effekte.

Versuch L1-4 gibt das Zusammenwirken aller drei Phasen sowie die Übergangsphänomene wieder. Gegenüber L1-5 bietet der Versuch L1-4 bessere Vergleichsmöglichkeiten zu L1-2 (beide Versuche mit Coresimulator). Außerdem hat Versuch L1-4 als Standardproblem internationale Beachtung gefunden und bietet deshalb Vergleichsmöglichkeiten in den Analysemethoden verschiedenster Institutionen (Tafel 5).

Einzelphänomene

In diesem Abschnitt sollen anhand ausgewählter charakteristischer Einzelphänomene die Versuchsabläufe und deren analytische Beschreibung im Detail dargestellt und Erkenntnisse aus Analyse und Experiment verdeutlicht werden.

Der Druck im Primärkreis ist ein integraler Parameter für das Systemverhalten. Größere Abweichungen lassen bei unterschiedlichen Experimenten auf abweichende Versuchsbedingungen schließen.

Aus Bild 2 kann man erste Rückschlüsse auf Unterschiede zwischen den Experimenten L1-1 bis L1-5 ziehen. Versuch L1-1 erfährt unter anderem wegen des kleineren Bruchquerschnittes und der dadurch bedingten niedrigeren Leckraten eine merklich langsamere Druckabsenkung als die übrigen Versuche. Diese zeigen auf den ersten Blick einen sehr ähnlichen Druckabbau. Versuch L1-5 hat den schnellsten Blowdown, insbesondere bedingt durch den verringerten Wasserinhalt des Systems infolge Einbaus des nuklearen Kerns. Für weitere geringfügigere Unterschiede sind abweichende Bedingungen beim Start des Versuchs und bei Einsetzen der Notkühlung verantwortlich [3, 11, 12].

Auf Grund der Erkenntnisse bei den umfangreichen Analysen zum Versuch L1-2 [3, 7] erzielte die GRS bereits weitreichende Modellverbesserungen in der Nodalisierung, der Druckhalter-Simulation und im Ausströmmodell. Es erwies sich dabei als großer Vorteil, daß für die Nachrechnungen zum Versuch L1-2 ausreichend Zeit und Rechenleistung zur Verfügung stand, um Einzelphänomene detailliert zu unter-

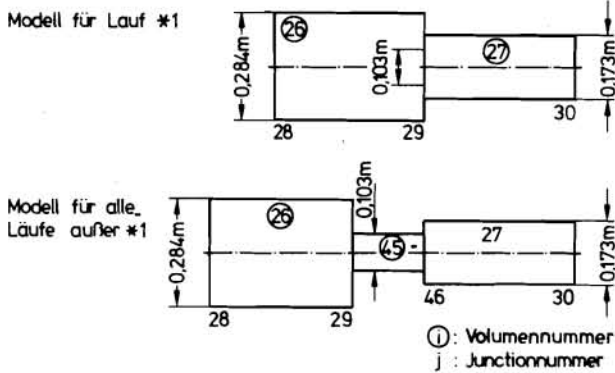


Bild 4: LOFT L1-2: Nodalisationsverbesserung im kalten gebrochenen Strang

suchen, integrale Auswirkungen von Modelländerungen zu testen und Erfahrungen mit anderen Analysegruppen auszutauschen. Bild 3 zeigt den im heißen Strang der intakten Loops gemessenen Systemdruck, verglichen mit den Ergebnissen verschiedener GRS-Analysen mit dem Programm RELAP 4/GRS. Die erste Rechnung war wegen unzureichender Nodalisation des engsten Querschnitts in der kalten Blowdownleitung unbefriedigend. Dadurch, daß dem engsten Querschnitt ein eigenes Kontrollvolumen zugeordnet wurde (Bild 4), konnte eine erhebliche Annäherung an die experimentelle Kurve erzielt werden.

Weitere Verbesserungen wurden durch Anwendung des homogenen Ausströmmodells, durch eine genauere Modellierung des Druckhalteranschlusses und durch detailliertere Erfassung der Ausgangstemperaturverteilungen erzielt. Die gute Übereinstimmung zwischen gemessenen und berechneten Druckwerten konnte auch bei den folgenden Experimenten gewahrt bleiben. Erkenntnisse aus der versuchsbegleitenden Analyse zum Versuch L1-4 seien am Vergleich von DRUFAN-Rechnungen mit dem Experiment gezeigt.

Im intakten Loop und im Reaktordruckbehälter (RDB) weisen die Ergebnisse der Rechnung mit DRUFAN-01 zunächst einen zu langsamen, im weiteren Verlauf des Blowdown einen zu raschen Druckabbau auf (Bild 5). Durch Erfassung von Separationsvorgängen im Dampferzeuger und im Downcomer lassen sich die Ergebnisse verbessern. Anhand des zu langsamen Dichteabbaus im kalten Ausströmstutzen (Bild 6) lassen sich die Differenzen zwischen Simulation und Experiment wie folgt erklären:

Der in der Rechnung bei Nichtbeachtung der Separationsvorgänge zu geringe Dampfgehalt im kalten Ausströmstutzen führt zum einen dazu, daß zu wenig Energie abgeführt wird, wodurch der Systemdruck zunächst zu langsam sinkt, zum anderen zu überhöhten Ausströmraten, so daß im weiteren Verlauf des Blowdown sich das Primärsystem zu rasch entleert und der Druck zu niedrig wird.

Der Druckverlauf im heißen Strang des gebrochenen Loops am Ausgang des Pumpensimulators (Bild 7) ist Prüfstein für die Qualität der Simulation der geometrisch komplizierten Bruchleitung.

Die hier erzielte sehr gute Übereinstimmung ist im wesentlichen auf eine geeignete Nodalisation (Bild 8) und genaue Erfassung der Strömungswiderstände zurückzuführen. Jeder Strömungsquerschnitt in der heißen Bruchleitung wird durch mindestens ein Kontrollvolumen simuliert, um die sich lokal stark ändernden Impulsflußdichten zu berücksichtigen. Der richtige Druckverlauf ist zusammen mit einem geeigneten Ausströmmodell Voraussetzung für die Simulation der heißseitigen Ausströmräte ohne Verwendung von Ausströmkorrekturfaktoren.

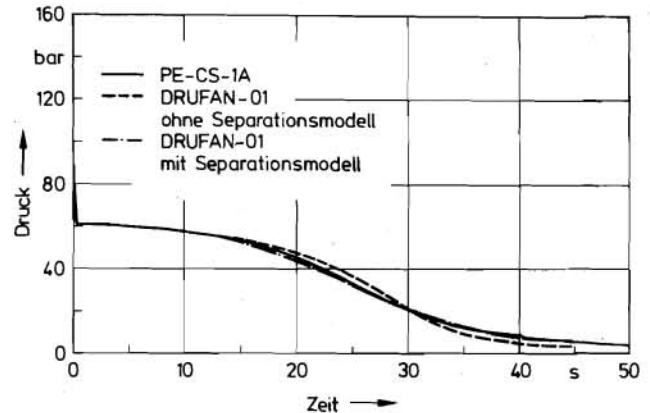


Bild 5: LOFT L1-4: Vergleich des Systemdrucks mit den Ergebnissen verschiedener mit DRUFAN-01 durchgeführter Analysen

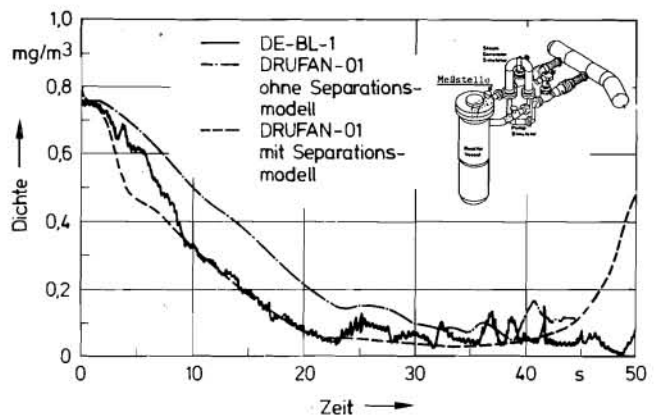


Bild 6: LOFT L1-4: Dichteverlauf im gebrochenen kalten Strang und Einfluß des Separationsmodells auf die DRUFAN-Analysen

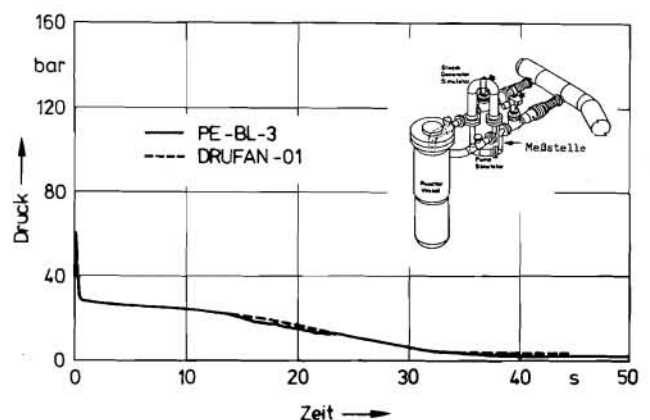


Bild 7: LOFT L1-4: Druckverlauf im heißen gebrochenen Strang

Die Kühlmitteltemperaturen der L1-Serie folgen im allgemeinen der Sättigungslinie, da nur die Speicherwärme und die von der Sekundärseite übertragene Energie abzuführen ist. Folglich ist die Übereinstimmung zwischen Messung und Analyse bei Druck und Temperatur meistens ähnlich (Bild 9).

Verbesserungen waren im Sekundärkreismodell von RELAP 4/GRS erforderlich. Die Berücksichtigung von Naturkonvektion im abgeschlossenen Sekundärkreisvolumen erhöhte den Wärmetransport von der Sekundär- auf die Primärseite. Ähnliche Codeverbesserungen wurden auch von EG&G durchgeführt.

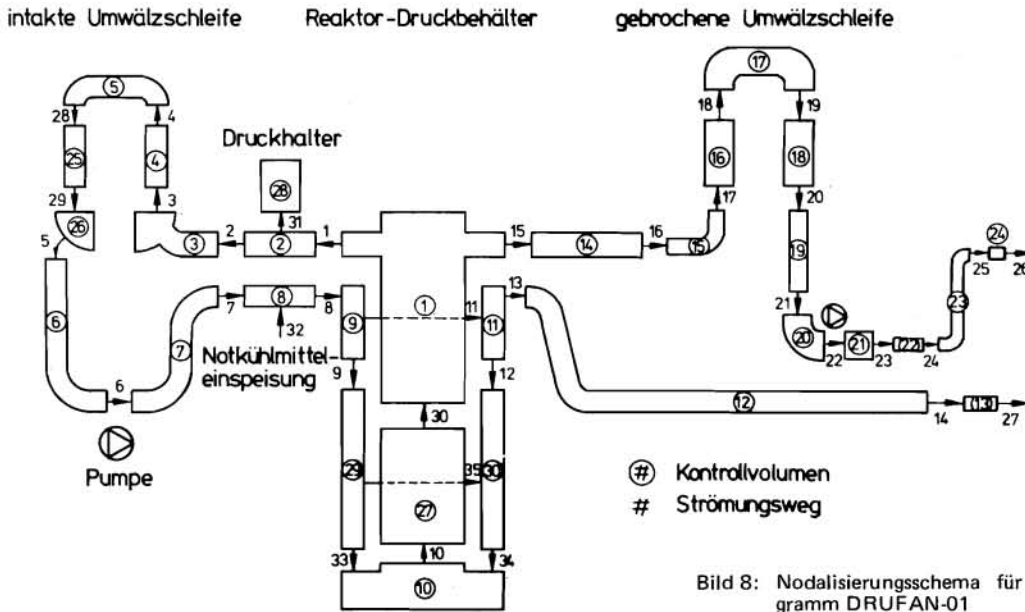


Bild 8: Nodalisationsschema für die Rechnungen mit dem Programm DRUFAN-01

Bei der Analyse der Phase nach Einsetzen der Notkühlung zeigt sich eine generelle Schwäche homogener Gleichgewichtscodes wie RELAP 4 und BRUCH-D: Die oszillatorischen Mischungseffekte zwischen Dampf und unterkühltem Notkühlwasser können nicht hinreichend simuliert werden, da ein Kontrollvolumen nicht gleichzeitig Fluid in zwei Aggre-

gatzuständen bei verschiedenen Temperaturen enthalten kann (Bild 10). Bei Übergang vom zweiphasigen in den unterkühlten Zustand treten in diesen Code zusätzliche Oszillationen auf, die zum Programmabbruch oder zu einem sprunghaften Anstieg der Rechenkosten führen können [11].

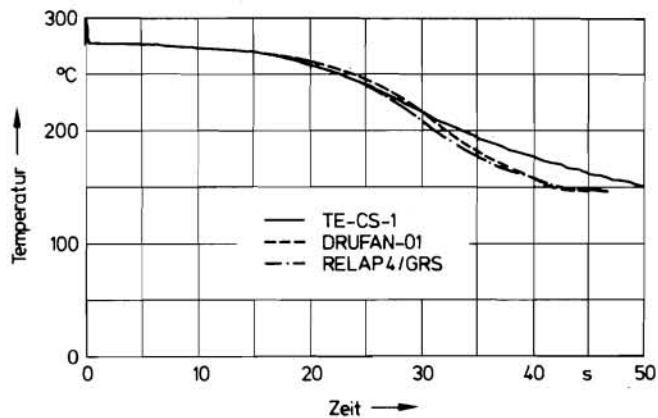


Bild 9: LOFT L1-4: Gemessene und berechnete Kühlmitteltemperaturen im Kernsimulator

Für die Beschreibung der Vorgänge nach Einsetzen der Notkühlwassereinspeisung sind daher Nichtgleichgewichtsmodelle besser geeignet [10].

Bild 10 vergleicht die berechneten Temperaturen in der Einspeiseseite mit der Messung im kalten Strang des intakten Loops, etwa 0,5 m stromaufwärts vom Einspeisepunkt. Beim experimentellen Temperaturverlauf sind starke Oszillationen infolge von Kondensationsereignissen zu beobachten, wobei die obere Einhüllende die Dampftemperatur, die untere die Wassertemperatur darstellt. Dies deutet auf eine ausgeprägte inhomogene Verteilung des Notkühlwassers im Einspeisebereich hin. DRUFAN-01 als Nichtgleichgewichtscodes ermöglicht, die unterschiedlichen Temperaturen beider Phasen zu berechnen und den Massen- und Energieaustausch zwischen den Phasen zu erfassen. Berücksichtigt man die oben diskutierten Differenzen in der Berechnung des Systemdruckes (die Dampfphase wird bei niedrigem Dampfgehalt als gesättigt betrachtet), so zeigt sich, daß das Ausmaß des thermodynamischen Nichtgleichgewichtes von DRUFAN-01 recht gut wiedergegeben wird.

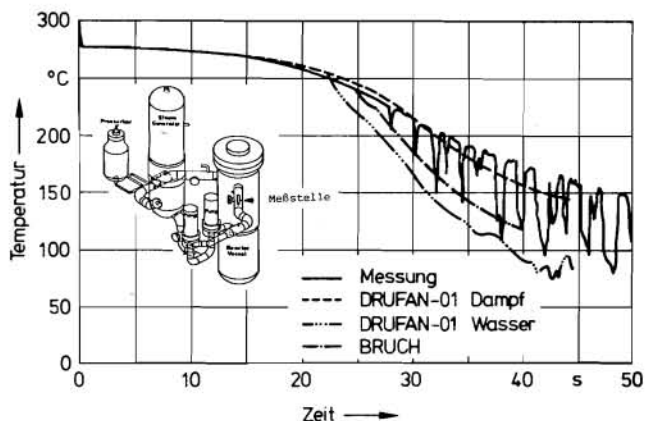


Bild 10: LOFT L1-4: Kühlmitteltemperatur in Nähe der Einspeisestelle der Notkühlung

Zu den einflußreichsten Größen für das Störfallverhalten gehören die Massenstromraten, insbesondere die am Leck und im Kern. Bild 11 zeigt den für den Druckabbau im Primärsystem entscheidenden Massenstrom im kalten Strang des gebrochenen Loops. Die experimentellen Durchsätze, gewonnen aus der Verknüpfung von Dichte und Impulsfluß (DE/ME) bzw. Dichte und Druckdifferenz (DE/PDE), streuen so sehr, daß sie zur Verifikation der berechneten Massenströme unbrauchbar sind. Die insbesondere in der Anfangsphase des Blowdown unterschiedlichen Ergebnisse der Analysen mit RELAP 4/GRS und DRUFAN-01 sind vor allem auf die Verwendung verschiedener Modelle für kritische Ausströmung zurückzuführen.

Der mit DRUFAN-01 errechnete wichtige Kernmassenstrom (Bild 12) zeigt sehr gute Übereinstimmung mit dem experimentellen Verlauf. Insbesondere werden die Nulldurchgänge, gekennzeichnet durch starke Oszillationen der Messung, exakt erfaßt.

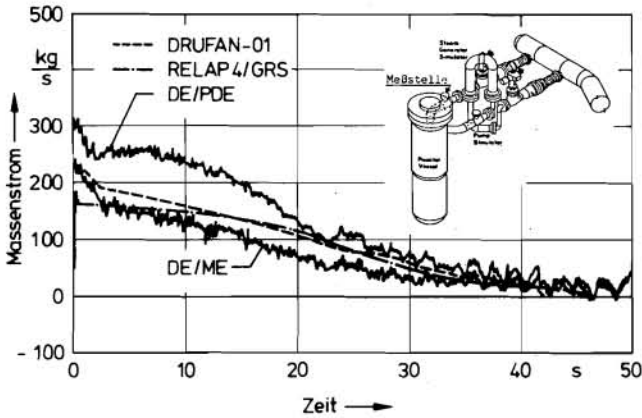


Bild 11: LOFT L1-4: Massenstrom im kalten Strang des gebrochenen Loops

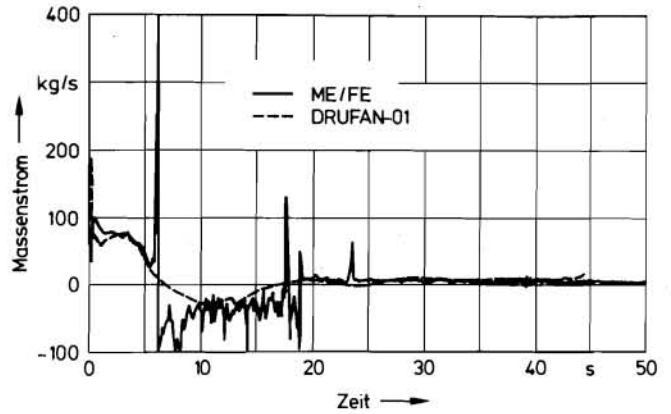


Bild 12: LOFT L1-4: Massenstrom im Kernsimulator

Weitere Rückschlüsse auf die Kühlungsbedingungen im RDB werden durch Angaben über das zu jedem Störfallzeitpunkt vorhandene Wasserinventar möglich. Bild 13 zeigt einen Vergleich experimenteller und rechnerischer Ergebnisse für den Versuch L1-4. Obwohl das gemessene Wasserinventar zunächst schneller abnahm als berechnet, war die errechnete minimale Restwassermenge meistens geringer als gemessen. Sowohl Versuch als auch Rechnung zeigen, daß in den Experimenten L1-3 bis L1-5 Restwasser im unteren Plenum verblieb, am wenigsten im Versuch L1-5. Gleiche Tendenzen wurden auch bei den entsprechenden Semiscale-Experimenten sichtbar (LOFT-Counterpart-Tests), obwohl das kleinere Semiscale-System generell weniger Restwasser zeigt als LOFT.

Wichtig ist, wieviel der eingespeisten Notkühlwassermenge zur Auffüllung des RDB beiträgt. In einer interessanten Studie von EG & G [5] wurden zur Klärung dieser Frage verschiedene LOFT-Experimente der Serie L1 und RELAP 4-Analysen verglichen. Dabei zeigte sich, daß im Versuch L1-4 in der Zeit bis 60 s nach Blowdownbeginn etwa 37 % des eingespeisten Notkühlwassers nicht den RDB erreichten: 31 % gingen durch das Leck verloren, der Rest verblieb in den Loops (vergl. Bild 14).

Bei der Simulation der Vorgänge im Ringraum des RDB würden wegen des mehrdimensionalen Strömungsverhaltens im allgemeinen bessere Ergebnisse erzielt, wenn man diesen bei der Nodalisierung parallel unterteilte, wobei die Art der Unterteilung von untergeordneter Bedeutung ist. Bild 15 zeigt die Nodalisation für die Simulation des Versuchs L1-4 mit RELAP 4/GRS. Das integrale Systemverhalten ändert sich allerdings nicht, wenn die unteren Ringraumvolumina zusammengefaßt werden [4].

Analysen der Strömungsverhältnisse im Downcomer deuten darauf hin, daß auf der Seite des intakten Loops eine abwärtsgerichtete Strömung vorherrscht, auf der Leckseite dagegen eine aufwärtsgerichtete, wobei diesen beiden Hauptströmungsrichtungen eine Ringströmung überlagert ist (siehe Bilder 16 und 17). Wasserspiegelmessungen in LOFT scheinen dieses Ergebnis zu bestätigen.

Derartige Strömungsverhältnisse sind in eindimensionalen homogenen Programmen nur bei paralleler Unterteilung des Ringraums zu simulieren, mehrdimensionale Programme wie TRAC erlauben hier eine detailliertere Analyse.

In der Semiscale-Anlage war die Strömung im Ringraum vornehmlich nach oben gerichtet und nicht so asymmetrisch wie bei LOFT. Sehr unterschiedlich wirkte sich dabei der „hotwall“-Effekt aus; bei LOFT war der Einfluß der Entsprechung der Ringraumwände auf die Behinderung der Notkühlein speisung wegen des kleineren Oberfläche-Volumen-Verhältnisses wesentlich geringer als bei Semiscale. Darin

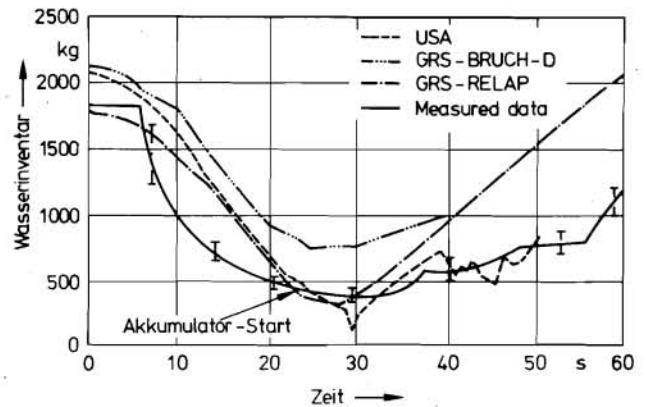


Bild 13: LOFT L1-4: Wasserinventar im Reaktor druckbehälter; \pm = Streuband der experimentellen Ergebnisse

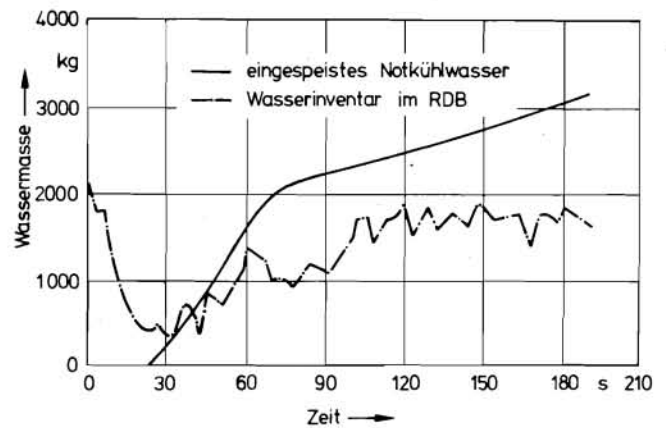


Bild 14: LOFT L1-4: Notkühlein speisung und Wasserinventar im Reaktor druckbehälter

dürfte der höhere Restwassergehalt bei LOFT mitbegründet sein [6]. Hier wird ein Einfluß der Anlagengröße erkennbar, der sich in realen Reaktoranlagen noch positiver auswirken könnte.

Schlußfolgerungen

Der LOFT-Versuchsstand stellt die bisher größte Versuchsanlage zur integralen Simulation von Reaktorstörfällen dar. Die Serie L1 der LOFT-Experimente diente der hydraulischen Simulation großer Kühlmittelverluststörfälle ohne Berücksichtigung nuklearer Nachwärme. Experimente und Analysen zeigten folgende wichtige Ergebnisse:

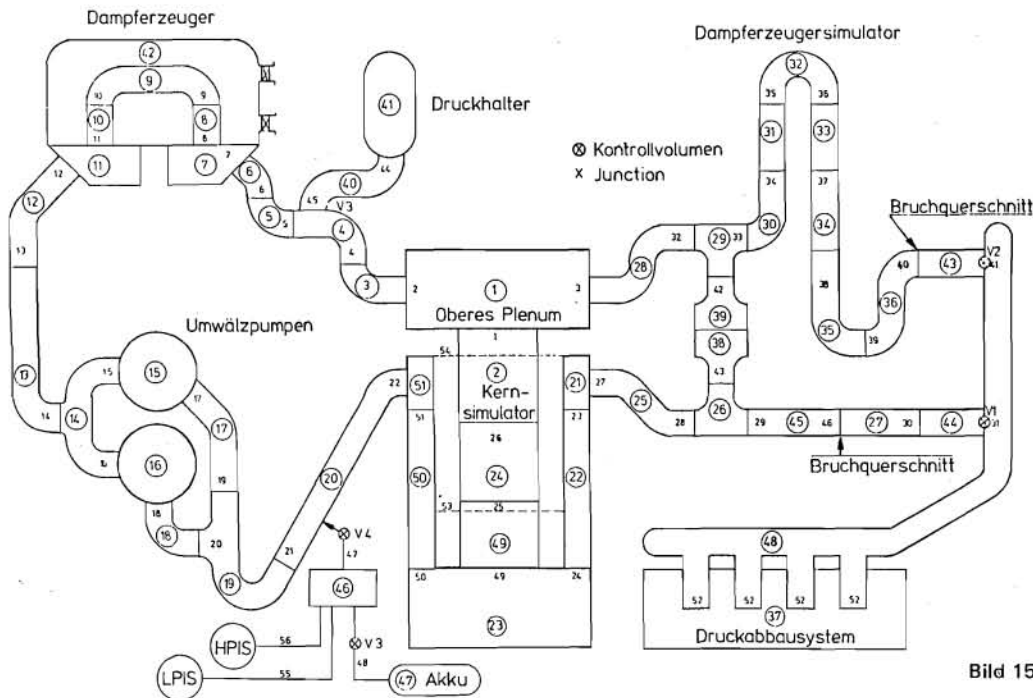


Bild 15: LOFT L1-4:
Nodalisation für RELAP 4/GRS

1. Die für die Serie L1 gesetzten Versuchsziele konnten generell erreicht werden.
2. Die eingesetzten eindimensionalen homogenen Gleichgewichts-codes sind prinzipiell in der Lage, die Druckentlastungsphase eines Kühlmittelverluststörfalles nach einem großen Rohrbruch mit hinreichender Genauigkeit zu ana-

lysierten. Für mehrdimensionale Effekte, Phasenseparationsvorgänge und thermodynamisches Ungleichgewicht, wie sie vor allem nach Einsetzen der Notkühlung auftreten, sind fortschrittliche Codes wie DRUFAN, RELAP 5 und TRAC usw. erforderlich.

3. Das Standardproblem L1-4 bot die Möglichkeit eines weltweiten Vergleichs des Standes der Analysetechnik der Teilnehmer und war schon aus diesem Grunde sehr sinnvoll. Als Grund für die Streubandbreite der Ergebnisse sind weniger Codeunterschiede als vielmehr unterschiedliche Anwendung und Systemsimulation zu nennen (Tafel 5 und Bild 18). Den stärksten Einfluß haben dabei

- die Nodalisation,
- die Modelle für kritische Massenstromraten und
- die eingegebenen versuchsspezifischen Rand- und Anfangsbedingungen.

4. Die Verifikationsrechnungen zu den nichtnuklearen LOFT-Experimenten führen zu folgenden Empfehlungen:

Nodalisation

Die Umgebung strömungsbegrenzender Querschnitte ist besonders detailliert zu nodalisieren. Größere Querschnittsänderungen sind in eigenen Volumina zu erfassen. Für den Ringraum empfiehlt sich eine azimutale und vertikale Unterteilung. Für die exakte Berechnung des Gegendrucks im Druckabbausystem sind mehrere Kontrollvolumina erforderlich.

Ausströmmodelle

Das Moody-Modell mit konstantem Kontraktionsfaktor 1,0 liefert integral betrachtet zu hohe Ausströmraten und eine zu schnelle Druckabsenkung; das homogene Gleichgewichtsmodell in RELAP 4 und BRUCH-D sowie das eindimensionale FD-Ausströmmodell in DRUFAN-01 zeigen bessere Ergebnisse. Die Verwendung von Kontraktionsfaktoren ist nur erforderlich bei stark gekrümmten Rohrleitungen oder sonstigen erheblichen strömungseinschränkenden Hardware-Gegebenheiten. Im unterkühlten Bereich können die Ausströmmodelle von Henry-Fauske und Pana Anwendung finden.

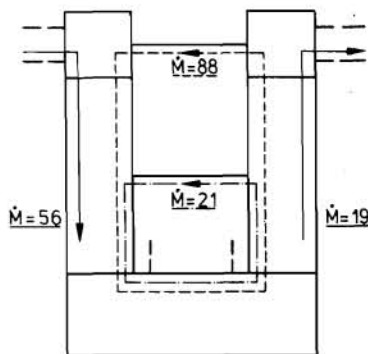


Bild 16: LOFT L1-4: Ringströmungen im Ringraum nach Analysen von EG & G

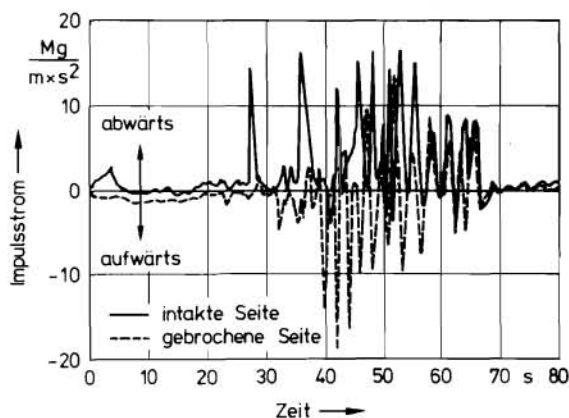


Bild 17: LOFT L1-4: Strömungsrichtungen in den beiden simulierten Ringraumvolumina nach RELAP 4-Analyse von EG & G

Anfangs- und Randbedingungen

Die Anfangsverteilung von Temperatur und Druck sollte möglichst exakt erfaßt werden; das gleiche gilt auch für die Widerstandsbeiwerte und die Startbedingungen für die Notkühleinspeisung.

Große Volumina mit Stagnation

Für abgeschlossene große Volumina, so zum Beispiel für die Dampferzeuger-Sekundärseite, ist ein Modell für Naturkonvektion erforderlich.

Behebung von Code-Instabilitäten

Homogene Gleichgewichtscode benötigen spezielle Modelle zur Überwindung von Druck-, Durchsatz- und Dichteoszillationen nach Einsetzen der Notkühleinspeisung (BRUCH-D, RELAP 4/GRS). Alle offiziellen RELAP-Versionen ab Modifikation 5 und BRUCH-D enthalten derartige Modelle.

5. Vergleiche zwischen verschiedenen Experimenten und zu Analysen lassen hinsichtlich der Wirksamkeit der Notkühleinspeisung folgende Schlüsse zu:

- Auch beim kaltseitigen 2F-Bruch verbleibt eine gewisse Restwassermenge im unteren Plenum. Mit wachsender Systemgröße scheint diese Menge zuzunehmen, weil es zu einer verstärkten gegenläufigen Durchströmung des Ringraumes kommt.
- Vom kaltseitig eingespeisten Notkühlwasser trägt ein nennenswerter Teil nicht zur Wiederauffüllung des Reaktordruckbehälters bei (etwa ein Drittel bei LOFT).
- Die Entspeicherung der Ringraumwände („hot-wall“-Effekt) verzögert bei LOFT im Gegensatz zu Semiscale nicht nennenswert den Transport von Notkühlwasser ins untere Plenum.
- Während der Wiederauffüllung wurden in LOFT L1-5 asymmetrische Temperatureffekte im Kern gemessen [6]. Das deutet auf asymmetrische Kühlbedingungen im Kern hin. Bei einem beheizten Kern oder bei zusätzlicher Heißeinspeisung dürften sich diese Effekte verstärken.

6. Die bisherigen LOFT-Experimente machen deutlich, daß die Messung von Zweiphasen-Massenströmen sehr große Schwierigkeiten bereitet. Während die Drücke, Druckdifferenzen, Temperaturen und Dichten mit zufriedenstellender Genauigkeit gemessen werden konnten, wurden im Falle der Geschwindigkeitsmessung (Turbine) 13 %, im Falle der Impulsmessung 20 % Unsicherheit, festgestellt.

Die wichtigsten experimentellen und analytischen Ergebnisse der nichtnuklearen Versuchsserie L1 konzentrieren sich auf die Druckentlastungsphase.

Die Fülle dieser Erkenntnisse unterstreicht schon jetzt den Wert der LOFT-Experimente. Die nunmehr laufenden Versuche mit nuklear beheiztem Kern dürften dabei noch größere Bedeutung gewinnen, da hier zu dem hydraulischen Fragenkomplex die Phänomene und Mechanismen des Wärmetrans-

Diskussion

F. Mayinger (Universität Hannover):

Der Ingenieur muß bei seinen Arbeiten auch immer das Machbare und für die Sachaussage wirtschaftlich Notwendige im Auge haben. Auch Messungen in einfachen konventionellen Bereichen haben nur eine beschränkte Genauigkeit. Es ist deshalb zu prüfen wie weit der Rechenaufwand aus physikalischen und aus aussagerelevanten Gründen zu treiben ist und wann ein „Mehr“ nur mehr wenig bringt. Wie hoch sind zur

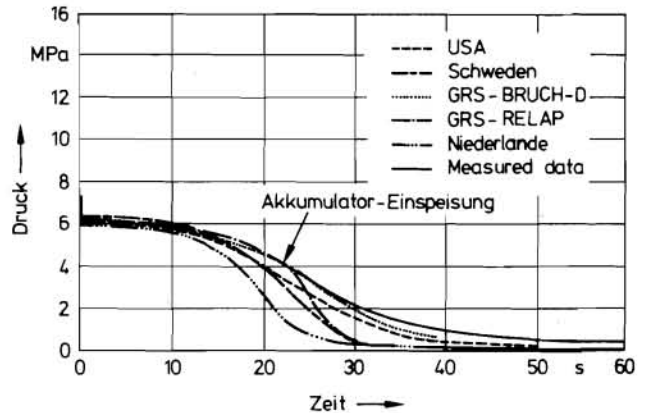


Bild 18: LOFT L1-4 (Standardproblem Nr. 5): Vergleich der Analyseergebnisse verschiedener Teilnehmer für den Systemdruck

ports und des Brennstabverhaltens beim Kühlmittelverluststörfall neu hinzutreten und da auch andere Störfälle (zum Beispiel kleine Lecks) und alternative Notkühlkonzepte untersucht werden sollen.

Schrifttum

- [1] Hansen, B. L.: United States Standard Problem and International Standard Problem 5, Final Report, CAAP-TR-037 (January 1979).
- [2] Grush, W. H., und H. L. Hohnström: Posttest RELAP 4, Analysis of LOFT Experiment L1-4. TREE-NUREG-1183.
- [3] Ullrich, R., u. a.: Analyseergebnisse zum nichtnuklearen LOFT-Versuch L1-2 (Nachrechnungen). Private Mitteilung (Februar 1977).
- [4] Ullrich, R.: RELAP 4/GRS-Analysen zum nichtnuklearen LOFT-Versuch L1-4 (Voraus- und Nachrechnungen). Private Mitteilung (September 1978).
- [5] Batt, Doyle L.: Downcomer Fluid Phenomena in LOFT Non-nuclear LOCE's. TREE-1139 (August 1978).
- [6] Peterson, A. C.: Comparisons of Thermal Hydraulic Phenomena During Isothermal LOSS-OFF-COOLANT Experiments and Effect of Scale in LOFT and SEMISCALE MOD 1. TREE-1243 (Dezember 1978).
- [7] Lerchl, G., und K. J. Liesch: Ergebnisse zum LOFT-Versuch L1-2 (Nachrechnung mit BRUCH-D-06). Private Mitteilung (November 1977).
- [8] Liesch, K. J., K. Hofmann und F. J. Ringer: Application of the DAPSY Code on LOFT Nonnuclear LOC Experiment L1-2. Private Mitteilung (Dezember 1976).
- [9] Lerchl, G., und K. J. Liesch: Ergebnisse zum LOFT-Versuch L1-4 (Voraus- und Nachrechnung mit BRUCH-D-06). Private Mitteilung (März 1978).
- [10] Buhl, W., und K. J. Liesch: Ergebnisse zum LOFT-Versuch L1-4 (Nachrechnung mit DRUFAN). Private Mitteilung (Dezember 1978).
- [11] Ullrich, R., und W. Nolte: Vorausberechnungen zum nichtnuklearen LOFT-Versuch L1-4 (US-Standardproblem Nr. 7). Private Mitteilung (November 1977).
- [12] Firnhaber, M.: Nachrechnungen zum nichtnuklearen LOFT-Versuch L1-5. Private Mitteilung (Dezember 1978).
- [13] Lerchl, G.: Analysen zum LOFT-Versuch L1-4 (Nachrechnungen mit DRUFAN-01-MOD 1 und Vergleich mit früheren Analysen). Private Mitteilung (Dez. 1979).

Zeit die Rechenzeiten und sind dabei noch genügend viele Parameterrechnungen möglich?

M. Firnhaber (GRS):

Die Rechenzeiten sind abhängig von den verwendeten Rechenprogrammen und der Rechenanlage. Auf unserer Rechenanlage, einer AMDAHL 470, benötigt das Programm RELAP 4/MOD 6 zur Berechnung der Transiente bei großen Brüchen

bis zum End of Blowdown etwa anderthalb Stunden. Parameterstudien sind dabei natürlich nur in begrenztem Umfang möglich.

G. Sonneck (SGAE, Wien):

Es ist klar, daß es in gewissen Bereichen schwierig ist, gute Daten zu bekommen und manche Geräte sind auch redundant. Es gibt jedoch Bereiche, wo wir gute experimentelle Ergebnisse brauchen, um nicht in Zirkelschlüssen zu landen, zum Beispiel gibt es Schwierigkeiten bei den Massenstrommessungen aus dem Leck und im Kern und beim Wärmeübergang bei rewet. Da die Hüllrohrtemperaturen so berechnet werden, daß aus dem Leckstrom der Kernmassenstrom und daraus mit Hilfe des Wärmeübergangs die Temperatur berechnet wird, haben wir gerade hier wenig Anhaltspunkte ob wir überhaupt richtig denken und in der Nachrechnung läßt sich jede Temperatur errechnen.

R. Theenhaus (KFA, Jülich):

Neben den erwähnten Methoden zur Messung des Massenstromes beim LOFT-Experiment gibt es zum Beispiel die Messung mit Hilfe der magnetisch-induktiven Methode. Wurde in den USA überlegt, diese Methode, die eine Reihe von Vorteilen hat, auch im LOFT-Experiment anzuwenden?

L. P. Leach (EG & G Idaho):

That particular method no. It has been indicated that we do have two new approaches that we have just installed for the small break experiments to measure mass flow, particularly the low velocity mass flows during natural circulation. Those two methods are the pulse neutron activation method as was described and the transit time flow meter. But specifically magnetic induction, no, we have not considered that.

D. Steinkamp (BBR, Mannheim):

Man hört oft, daß es für die Systemhydraulik bei großen Brüchen lediglich darauf ankommt, das Leck und die Leckausströmung möglichst genau zu simulieren und die Simulation des restlichen Systems von relativ untergeordneter Bedeutung ist. Können sie dieses Statement auf Grund Ihrer Nachrechnungen der LOFT-Experimente bestätigen?

M. Firnhaber (GRS):

Bei großen Brüchen kommt es bei der Berechnung des integralen Systemverhaltens (zum Beispiel Systemdruck) im wesentlichen auf eine genaue Simulation des Ausströmvorganges an.

D. Vetterkind (RWE, Essen):

Zu den LOFT-Versuchen möchte ich folgendes fragen:

Hat man hierbei die Sicherheitssysteme, zum Beispiel das Hochdruck-Einspeisesystem oder das Niederdruck-Einspeisesystem, stets mit 100 % Leistung eingesetzt oder hat man auch ein Teilversagen, das heißt weniger als 100 % Leistung, berücksichtigt? Ich meine, daß man dieses machen sollte, da diese Effekte bisher in den Risikostudien nicht betrachtet werden, obwohl hierdurch noch Konservativitäten abgebaut werden könnten.

M. Firnhaber (GRS):

Bei den LOFT-Versuchen wurde kein Teilversagen der Einspeisesysteme berücksichtigt. Für die nichtnukleare Serie, über die ich hier berichtet habe, erscheint mir das auch nicht erforderlich.

Results and evaluation of the nuclear tests

By L. P. Leach¹⁾

Kurzfassung

Es werden Ergebnisse der LOFT-Versuche L2-2, L2-3 und L3-0 zusammengefaßt und Schlußfolgerungen aus analytischen Untersuchungen zu den Experimenten präsentiert. Bei den Kühlmittelverlustexperimenten mit großen Brüchen L2-2 und L2-3 dominierte ein unerwartetes Wiederbenetzen der Brennstäbe während der Blowdownphase, was zu einer Begrenzung der maximalen Brennstofftemperaturen führte. Analytische Modelle lieferten konservative Werte für die gemessenen Temperaturen. Zur genaueren Berechnung (best estimate) des Temperaturverlaufs sind einige Verbesserungen erforderlich. Analytische Untersuchungen für eine Großanlage zeigen, daß das in LOFT beobachtete Wiederbenetzen auch in einer realen Anlage erwartet werden kann und daß somit die Sicherheitsanalysen großer Kühlmittelverlustfälle konservativer sind als bisher angenommen wurde. Der nichtnukleare Versuch zum kleinen Leck L3-0 (Druckhalterleck) zeigte, daß trotz einer Dampfatosphäre im Rohrleitungssystem der Druckhalter gefüllt bleiben kann. Es zeigte sich auch, daß zusätzliche Modellentwicklung und Modellverifikation notwendig sind, damit man Kühlmittelverlustfälle bei kleinem Leck ebenso genau berechnen kann wie bei großen Brüchen.

Abstract

This paper summarizes the results of the LOFT L2-2, L2-3, and L3-0 tests and presents conclusions reached from post-test analysis. The large LOCA tests L2-2 and L2-3 were dominated by an unexpected core wide fuel rod cladding rewet which limited the maximum fuel temperature. Analytical models conservatively predicted the measured temperature, and will require improvements to provide best estimate predictions. Analysis of a large commercial reactor indicates that the cladding rewet observed in LOFT is also likely to occur, and that, therefore, safety analysis calculations of large LOCA's are more conservative than previously thought. The nonnuclear small break LOCA (top of pressurizer) test L3-0 illustrated that the pressurizer can remain full with steam in the piping and that additional model development and assessment work is necessary in order to predict small LOCA's as accurately as large LOCA's.

Introduction

This paper describes LOFT tests L2-2, L2-3, and L3-0 and presents conclusions reached from analysis of these tests. The LOFT system, program objectives and overall test program were described in the previous paper by Dr. McPherson [1]. The LOFT instrumentation was described in the previous paper by Dr. Bixby [2].

1) L. P. Leach, E & G Idaho, Idaho Falls/USA

The LOFT L2 series of tests, called the power ascension series, originally consisted of six tests. The first four tests, L2-1 through L2-4, were identical except for step-wise increases in core power for each test. Comparison of these tests, and the nonnuclear test L1-5, was planned to evaluate the effect of core power on system and ECC behavior during large cold leg break LOCA's. Tests L2-5 and L2-6 were to provide parametric investigations of the effect of loss of off-site power and prepressurized fuel. Prior to the start of the L2 series, it was decided test L2-1 was not necessary due to the information learned from the LOFT nonnuclear tests and PBF "lead rod" tests.

The specific objectives of LOFT tests L2-2 and L2-3 were the same, as follows:

- Determine core-wide and spatial variations of fuel rod cladding thermal response.
- Identify thermal-hydraulic phenomena and determine effects of thermal-hydraulic phenomena on fuel rod cladding thermal response.
- Determine ECCS performance and core reflood characteristics.
- Determine the integrity of the fuel rod cladding.
- Determine principal variables of temperature, pressure, density, mass flow, and mass inventory as functions of time associated with the core, primary coolant system, and ECC sufficient for comparison with and assessment of code predictions.

Test L2-2, performed December 9, 1978, and test L2-3, performed May 12, 1979, met these objectives.

LOFT test L3-0 was introduced into the LOFT program after the occurrence of TMI and the decision to redirect the LOFT program to accelerate small break testing. The nonnuclear small break test L3-0 had the following objectives:

- Provide data to assess the transient pressure, temperature, and density for comparison with predictions from the RELAP4/MOD6, RELAP4/MOD7, RELAP5, and TRAC small break computer models.
- Determine the break flow from the available pressurizer pressure and level data.

- Determine if chugging occurs in the suppression tank during the small break blowdown.
- Provide operator training in performing small break experiments.

Test L3-0 was conducted on May 31, 1979 and met all of the objectives.

Tests L2-2 and L2-3 are described below. The posttest analysis of tests L2-2 and L2-3 is discussed, and conclusions reached from the comparisons of the experimental data to computer calculations presented. In addition, the results and implications of computer calculations on a commercial size PWR with the same model used for LOFT are presented. Finally, test L3-0 is described and conclusions reached from it introduced.

Description of tests L2-2 and L2-3

Tests L2-2 and L2-3 were identical except for the core power level. Nonnuclear test L1-5 was identical, except that the core was at zero power and is used in the presentation in some cases as a baseline.

Table 1: Initial test conditions

	L1-5	Test L2-2	L2-3
<i>Primary system</i>			
pressure, MPa	15.45	15.64	15.06
temperature, K	555	570	573
mass flow, kg/s	175.1	194.2	199.8
boron, ppm	3037	838	679
<i>ECCS accumulator</i>			
pressure, MPa	4.17	4.11	4.18
temperature, K	304	300	307
boron, ppm	3155	3301	3281
injected volume, m ³	0.97	1.05	0.96
<i>Reactor core</i>			
power, MWt	0	24.9	36.7
average LHGR, kW/m	0	10.9	16.0
maximum LHGR, kW/m	0	26.37	39.4

Table 2: Chronology of events for nuclear tests L2-2 and L2-3 with nonnuclear test L1-5, comparative values

Event	Time after test initiation (s)		
	Test L2-3	Test L2-2	Test L1-5
Test initiated	0	0	0
Subcooled blowdown ended ¹⁾	0.06	0.07	0.1
Reactor scram signal received at control room	0.103	0.085	0.087
Earliest departure of cladding temperature from fluid saturation temperature ($T_{clad} > T_{sat}$)	0.96	1.0	25.6
Control rods completely inserted	1.683	1.725	1.85
Subcooled break flow ended ²⁾	3.0	3.8	0.1
Maximum cladding temperature attained	4.95	5.8	steady state value at time 0
Earliest core-wide return of cladding temperature to fluid saturation temperature	8.5	8.0	48
HPIS injection initiated	14	12	13
Pressurizer emptied	14	15	14
Accumulator injection initiated	16	18	19
LPIS injection initiated	29	29	34
Lower plenum filled with liquid	35	35	37
Saturated blowdown ended	40	44	47
Accumulator liquid flow ended	45	49	54
Core volume reflooded	55	55	59

¹⁾ End of subcooled blowdown is defined as the occurrence of the first phase transition in the system other than at the pipe break location.

²⁾ End of subcooled break flow is defined as the completion of subcooled fluid discharge from the break (hot and cold legs) in the broken loop.

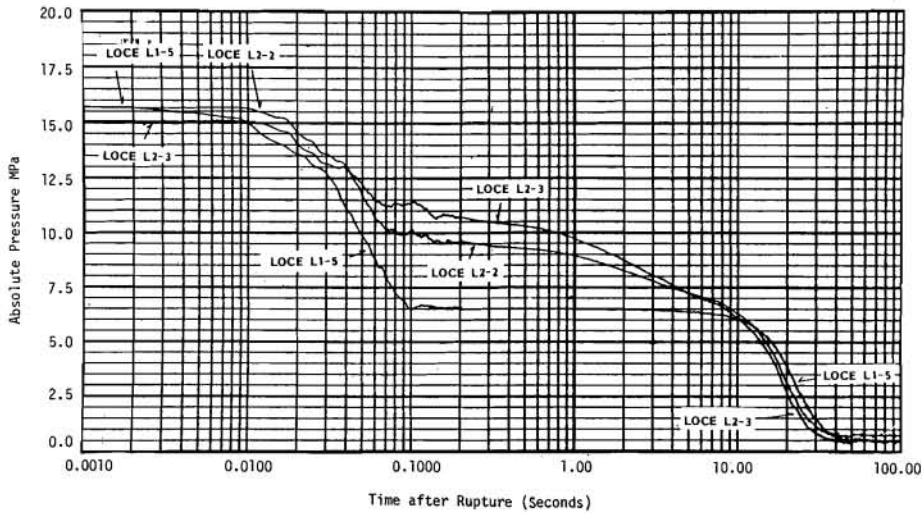


Fig. 1: Pressure as a function of time for tests L1-5, L2-2, and L2-3

All three of these tests were configured to represent the complete severance of one of the four reactor inlet pipes in a commercial sized four-loop pressurized water reactor with unobstructed discharge from both sides of the break. Offsite power was assumed available in that the primary coolant pumps were left running at nearly normal speed. Emergency core cooling (ECC) was injected from the accumulator, high pressure (HPIS), and low pressure (LPIS) safety injection systems to the intact loop cold leg. The ECC flow rates were adjusted to represent complete loss of ECC injected to the broken loop and failure of one HPIS and LPIS injection train.

The most important initial conditions for tests L1-5, L2-2 and L2-3 are shown in table 1. Main features of the event sequences are listed in table 2.

The general behavior of the LOFT system during tests L1-5, L2-2 and L2-3 can best be related through consideration of the pressure response of the system, depicted in figure 1. On the basis of the pressure response, the experiment may be described in several phases. The first phase, subcooled blowdown, consists of the initial pressure reduction from initial operating pressure to saturation pressure of the reactor outlet fluid. This phase lasts about 50 ms in tests L2-2 and L2-3 and about 80 ms in tests L1-5, being shorter in the nuclear tests due to the lower initial pressure and higher reactor coolant outlet temperature (higher saturation pressure). The subcooled blowdown period is of main interest relative to the structural loading of the system, and will not be discussed further in this paper.

The second phase of the pressure response covers the time from initiation of flashing of coolant in the reactor outlet pipes to the time of flashing in the reactor inlet pipes. This time period is (milliseconds) very short for test L1-5, but is longer and roughly the same for tests L2-2 and L2-3 (about 3.5 s) and is quite important to the response of the core, as will be seen subsequently. During this phase, the pressure in test L2-3 is slightly higher than in test L2-2 due to the higher initial temperature of the reactor outlet fluid. This period may also be thought of as the time of subcooled fluid discharge out of the broken loop inlet pipe.

The final phase of the depressurization, saturated blowdown, features saturated fluid flowing out of both ends of the broken pipe. This phase may be further subdivided to consider the period of break critical flow discharge and break non-critical flow discharge. The later portions of the saturated blowdown phase are very important because during this time emergency core coolant is effective in cooling the reactor core and reestablishing a stable condition.

During saturated blowdown, test L2-3 depressurizes slightly faster than test L2-2, due to a lower initial fluid mass resulting from higher initial temperature combined with a higher break discharge flow in the second phase of the blowdown. Later, the depressurization portion of tests L2-2 and L2-3 are identical.

Analysis of L2-2 and L2-3 behaviour

The parameter of most interest during the LOFT nuclear powered large break LOCA's is the fuel rod cladding temperature. Figure 2 illustrates the measured and predicted response of the fuel rod cladding temperature hot spot dur-

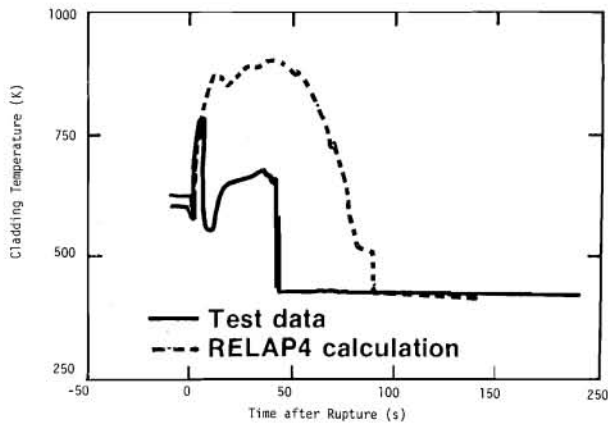


Fig. 2: Measured and predicted cladding temperature in center fuel module for LOFT test L2-2

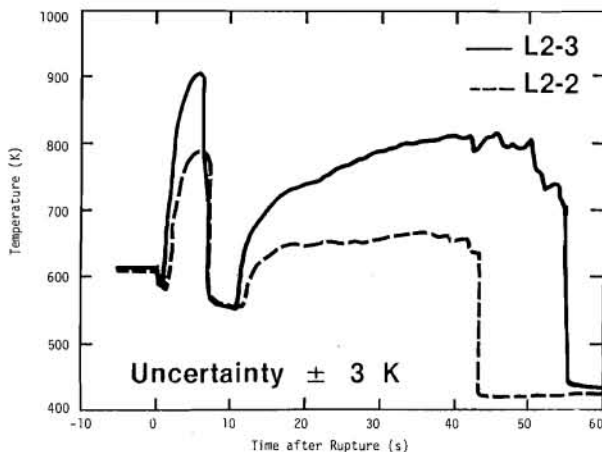


Fig. 3: Tests L2-2 and L2-3 fuel cladding temperatures

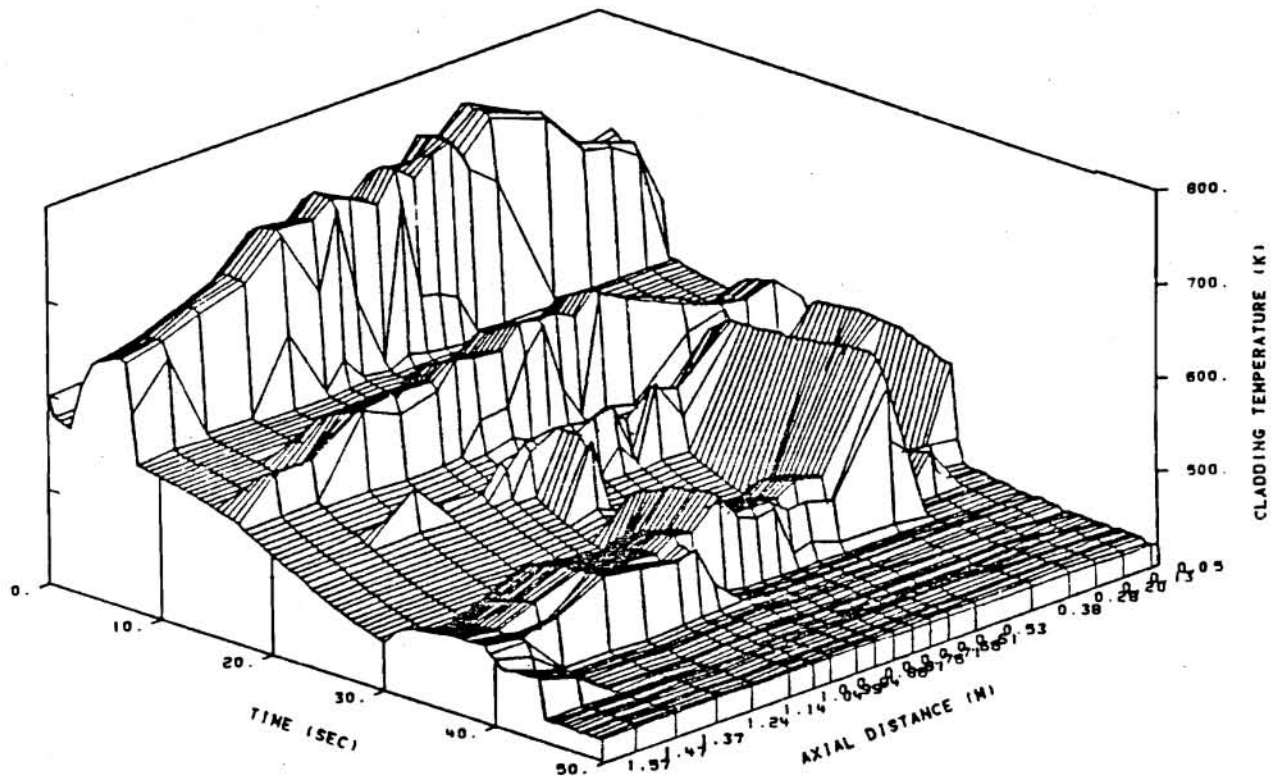


Fig. 4: Test L2-2: Axial profile of cladding temperature in fuel module 5

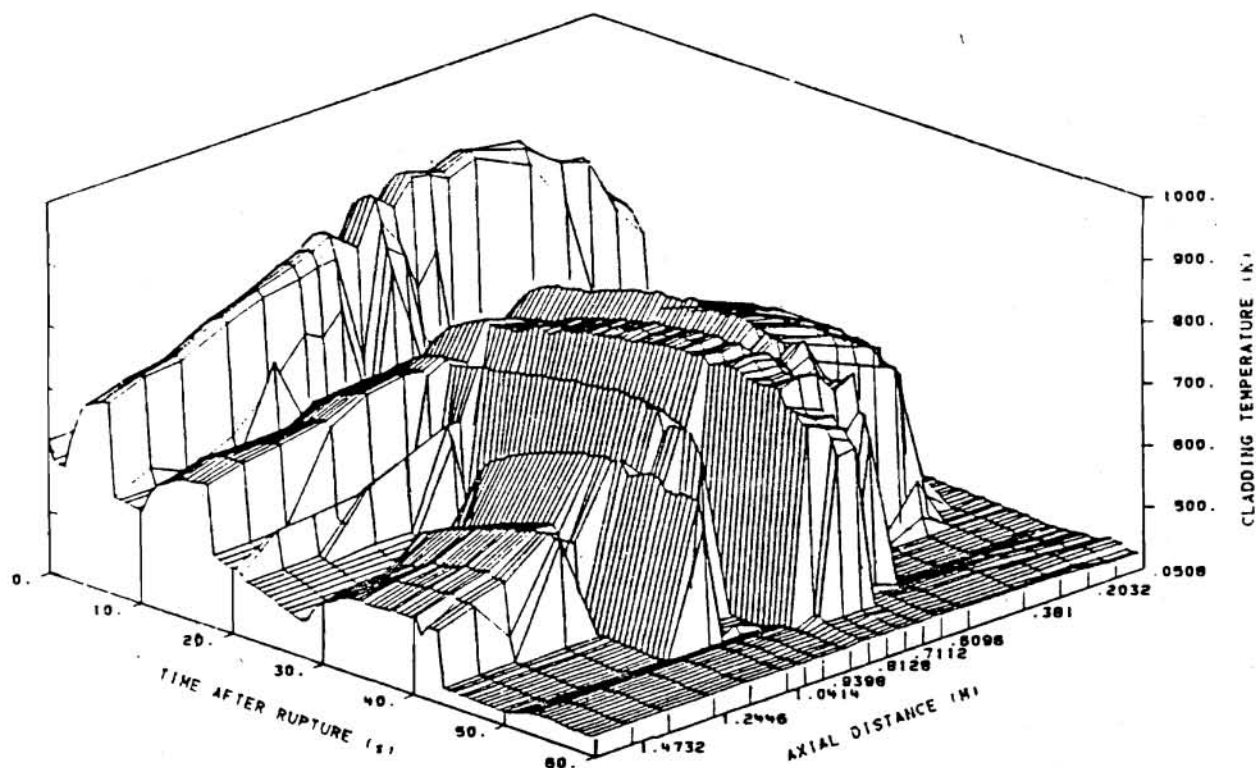


Fig. 5: Test L2-3: Axial profile of cladding temperature in fuel module 5

ing test L2-2. Whereas, the prediction showed about the right initial increase in cladding temperature, the large drop, or rewet, that the cladding experienced was not predicted by the RELAP4/MOD 6 [3] clad temperature prediction.

The measured cladding temperature response of test L2-3 was similar to that observed in test L2-2, as illustrated by

figures 3, 4, and 5. The following observed differences are attributable to core power:

- Test L2-3 DNB time was shorter than Test L2-2 (0.96 vs. 1.67 s).
- Test L2-3 peak clad temperature was higher than test L2-2 (914 K vs. 789 K).

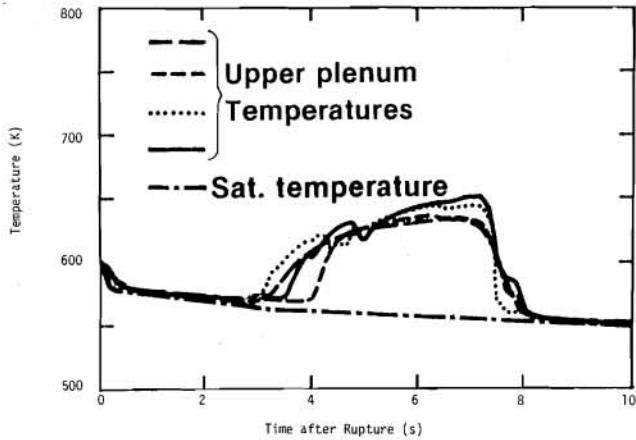


Fig. 6: Test L2-2: Fluid and saturation temperature above core

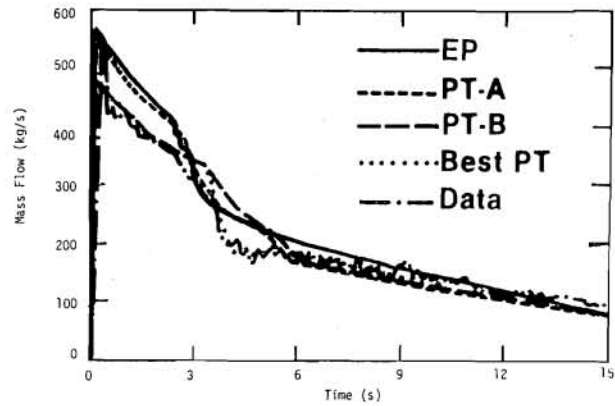


Fig. 9: Test L2-2: Broken cold leg flow for various critical flow choices

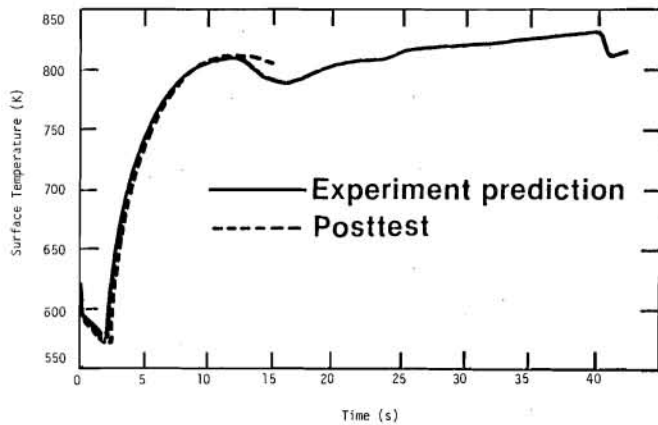


Fig. 7: Test L2-2: Effect of initial condition on test L2-2 prediction

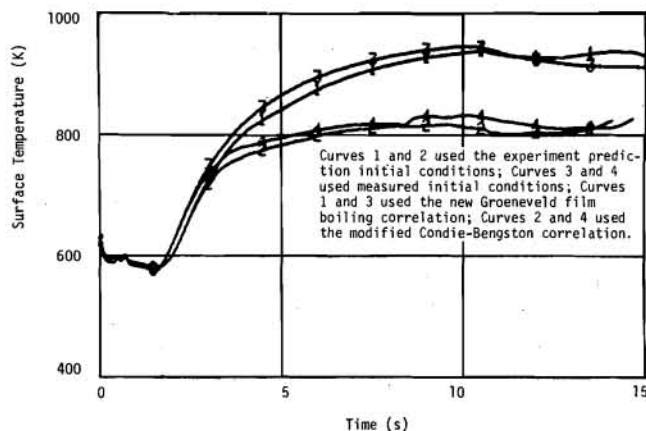


Fig. 8: Cladding temperature on highest-powered fuel rod showing sensitivity to both film boiling correlation choice and initial conditions

Table 3: Critical flow sensitivities

Run	Multipliers		
	Henry-Fauske (Subcooled)	Homogeneous equilibrium (Saturated)	Transition quality
EP	1.0	1.0	0.02
PT-A	1.0	0.848	0.02
PT-B	1.0	0.848	0.02
Best PT	0.848	0.848	0.0025

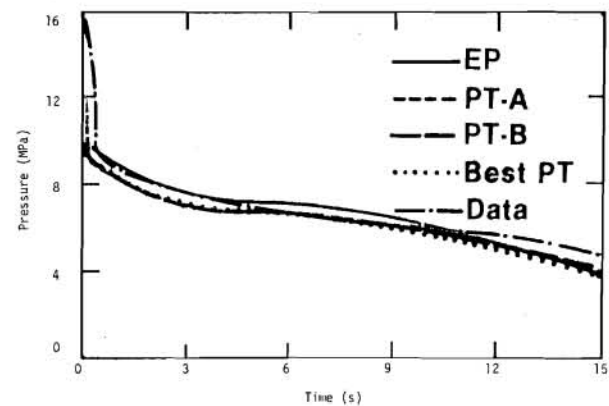


Fig. 10: Test L2-2 post analysis: System depressurization for various critical flow choices

- The cladding did not rewet, only the thermocouples.
- Differences between actual and planned initial conditions.
- The initial fuel rod stored energy.
- The heat transfer correlations in the analytical model.
- The hydraulic calculation.

Investigations into the possibility that the clad did not rewet concluded that while additional data on the clad thermocouple performance is needed, the core did indeed rewet during test L2-2. This conclusion was reached based on data taken in nonnuclear tests, in PBF LOCA tests, from REBECCA tests detailed thermal analysis, and investigation of other LOFT data. For example, figure 6 illustrates the measured fluid temperature above the LOFT center fuel module, and the saturation temperature (determined from pressure). The termination of the indication of superheated steam at 8 s corresponds to the cladding temperature rewet indication. Additional testing is now being performed at KfK in Germany and at INEL to further evaluate the thermocouple effect.

- The pattern of the final rewet (or reflood) in test L2-3 was bottom, top, then middle, whereas, the test L2-2 pattern was bottom to top.

A revised prediction for test L2-3 [4], based on a computer model that described the rewet of test L2-2 [5], did not predict the rewet observed in test L2-3.

The analysis effort to describe the cause of the disparity between measured and predicted clad temperature in LOFT test L2-2 [3] considered several possibilities, as follows:

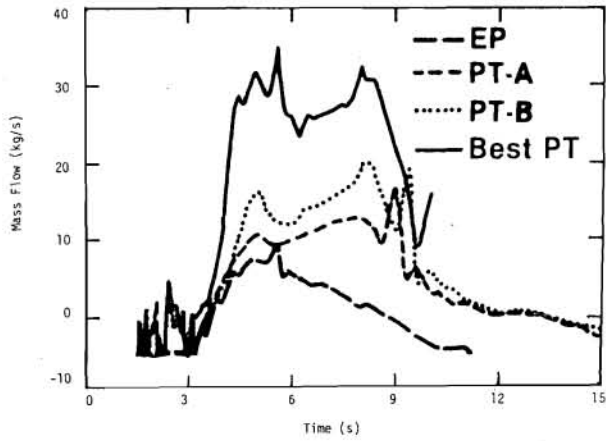


Fig. 11: Test L2-2 post analysis: Core inlet upflow for various critical flow choices

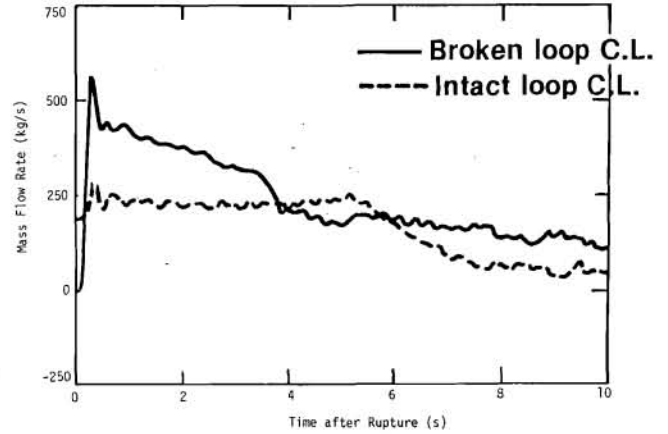


Fig. 14: Test L2-2: Measured mass flow rates

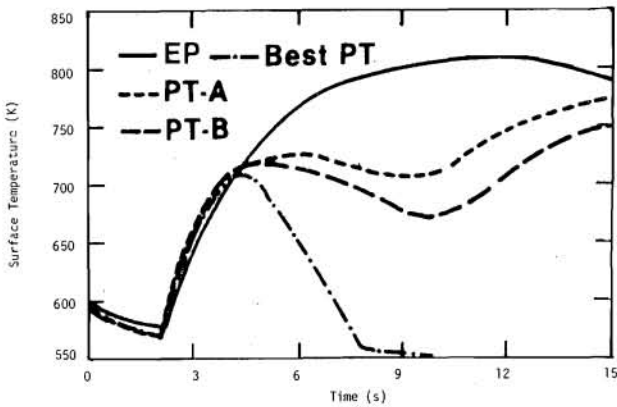


Fig. 12: Test L2-2 post analysis: System model clad temperature for various critical flow choices

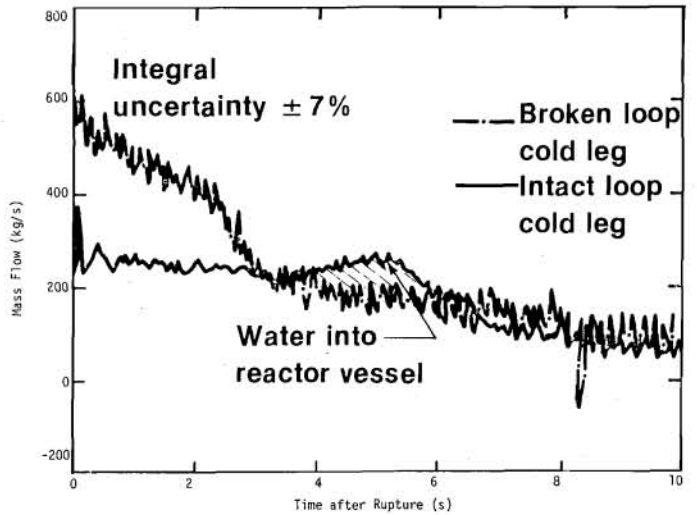


Fig. 15: Test L2-3: Measured cold leg mass flows

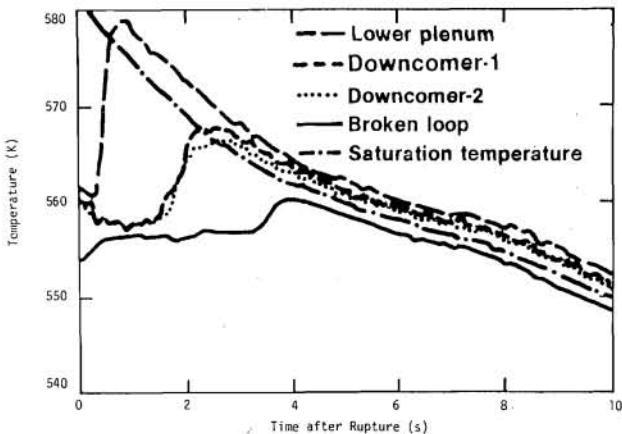


Fig. 13: Test L2-2: Fluid temperatures at various locations

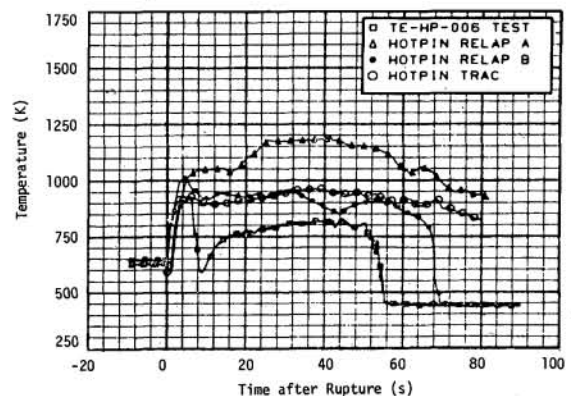


Fig. 16: Test L2-3: Comparison of measured and calculated hot pin cladding temperatures

The effect of actual initial conditions on the test was determined by rerunning the prediction model with measured initial conditions. As shown on figure 7, this was not the cause of not predicting the rewet.

The effect of initial stored energy was evaluated by determining the stored energy from the clad heat up rate and rerunning analyses with different values of stored energy. This evaluation concluded that the stored energy was not the cause of the disparity.

The effect of the heat transfer correlations was evaluated by running analyses with both the specified and measured initial conditions and two different film boiling correlations (new Groeneveld vs. Condie-Bengston). Figure 8 illustrates that while a better estimate of the peak clad temperature was obtained with the Condie-Bengston correlation, the rewet was still not predicted.

Evaluation of the system hydraulics indicated generally good comparison between measured and predicted performance,

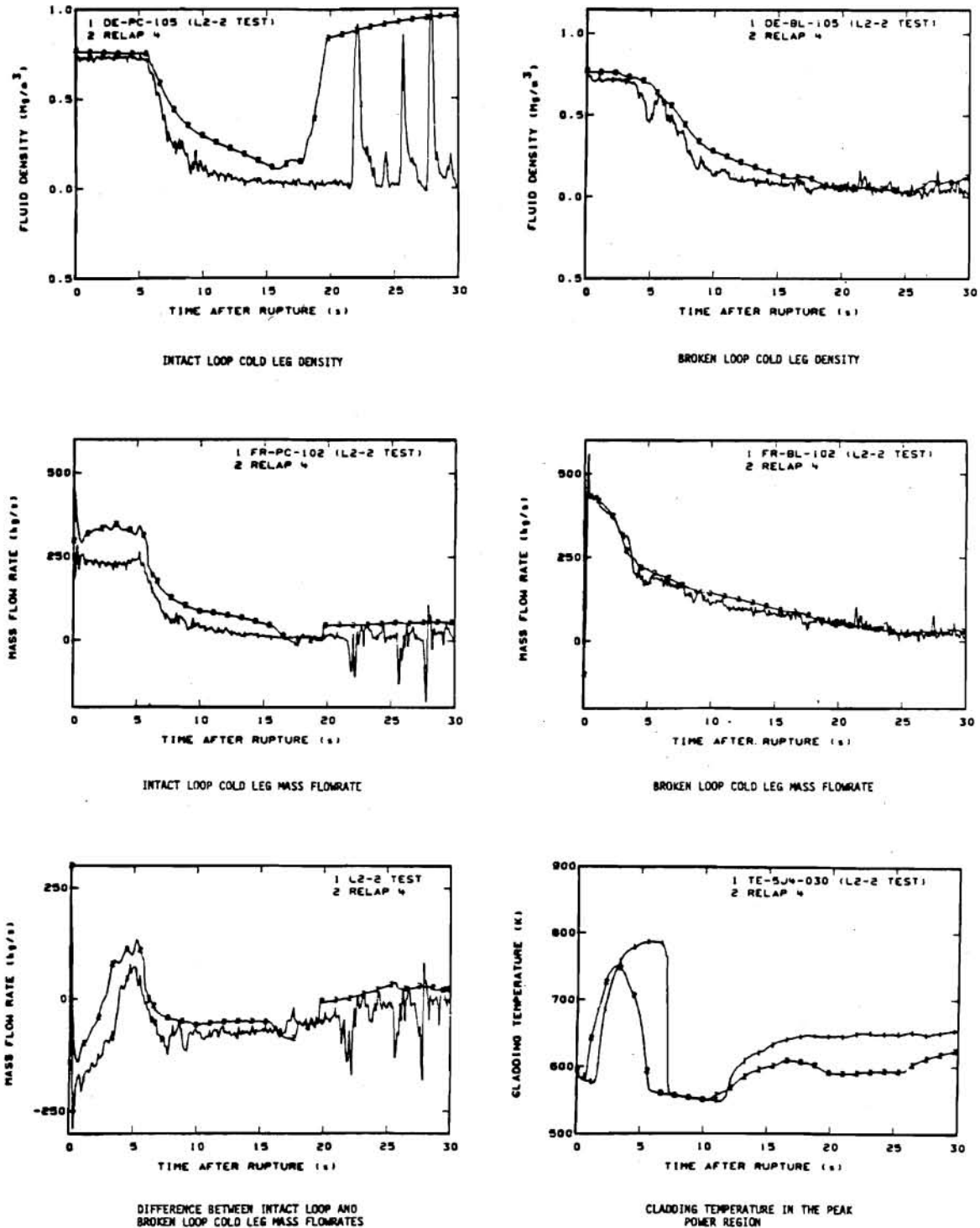


Fig. 17: LOFT data and Zion prediction comparisons for test L2-2 initial conditions

with the exception of the broken cold leg flow (figure 9, EP vs. data). The analytical model for break flow consists of a subcooled discharge model, saturated discharge model, transition quality at which the model changes from subcooled to saturated discharge, and discharge coefficients. Table 3 lists a number of parametric evaluations of these variables. Figure 9 shows how these changes affected break flow, with the last run labeled "Best PT" giving the best agreement.

Figure 10 illustrates that the changes in critical flow choice did not greatly affect early pressure response, but figure 11 shows a very significant effect on core upflow. Figure 12

shows that the "Best PT case" did predict a clad rewet, whereas all the others did not. (Note: Figure 12 is not a "clad hot spot" prediction, therefore, shows low temperatures.) This indicated that the failure to predict the rewet in test L2-2 was due mostly to the core hydraulic calculation.

The relatively abrupt transition between subcooled and saturated discharge at the break was traced to the progression of hot fluid from the core to the break, illustrated by figure 13. This type of behaviour is difficult to calculate with a discrete model of the system, but using a very low value of transition quality allows for the abrupt transition even though

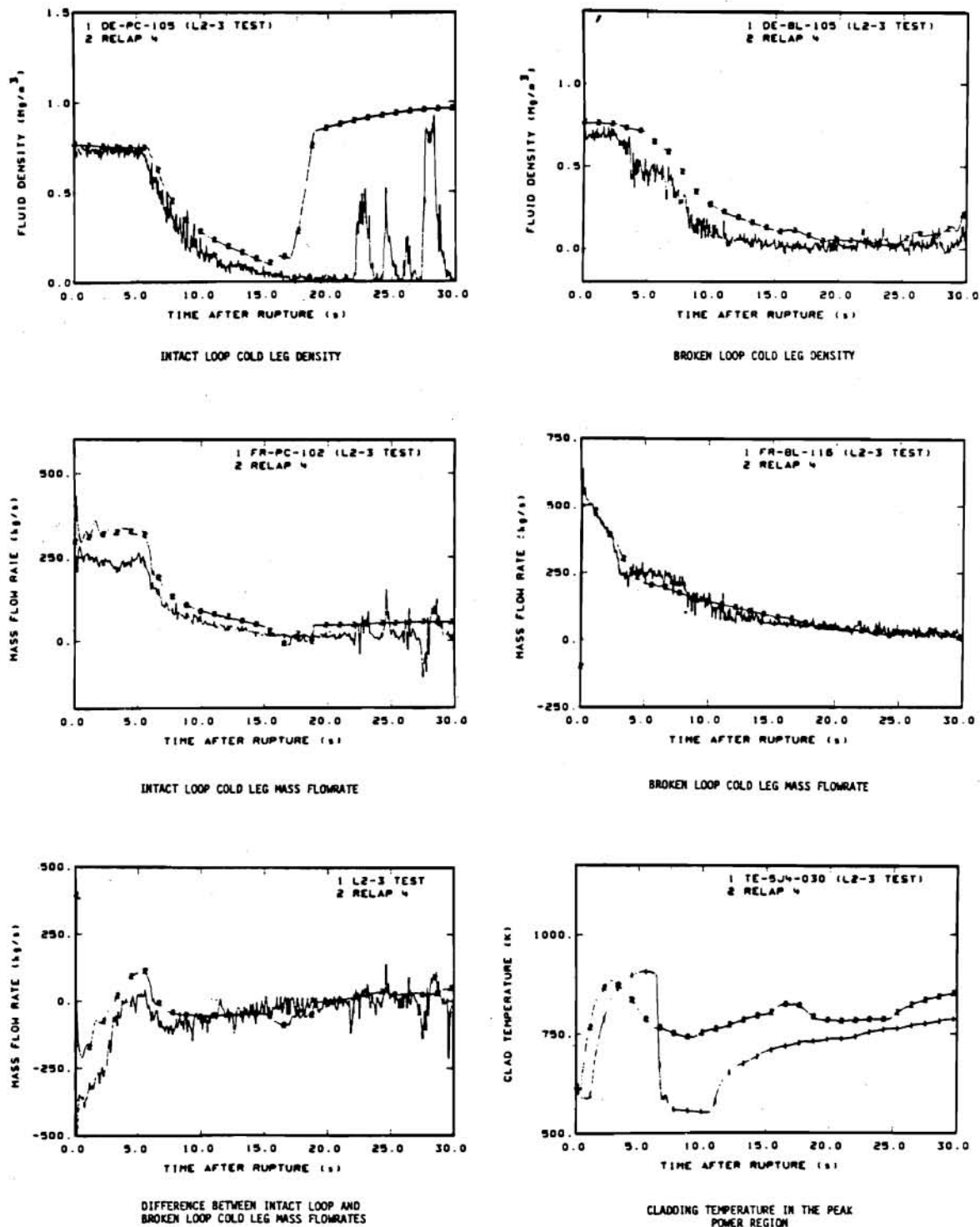


Fig. 18: LOFT data and Zion prediction comparisons for test L2-3 initial conditions

the transmission of the temperature increase (and consequent fluid density decrease) is damped by the discrete model. The net result of the broken cold flow transition is to force fluid down the downcomer and into the core. This can be seen on figure 14, which compares the measured intact and broken loop mass flows for test L2-2. The overlap between 4 and 6 seconds after rupture represents the fluid forced down the downcomer and through the core. Figure 15 illustrates that the same phenomena occurred in test L2-3. As indicated above, a reprediction of test L2-3 was made with "Best PT" model that did predict the rewet for test

L2-2. Figure 16 illustrates the comparison between the original RELAP4/MOD6 prediction [3] (RELAP A) and the revised model [3] (RELAP B). Although the revised model did not rewet, the peak temperature was better predicted. Also, review of the system hydraulics compared to the revised prediction showed excellent agreement.

Figure 16 also illustrates the clad temperature prediction made with TRAC-PIA. This prediction does not show the rewet either. An alternate TRAC prediction with a revised rewet criteria showed the rewet, and overall very good agreement with hydraulic and temperature data. Post analysis of

Table 4: Test L3-0 initial conditions

Primary system mass flow	201 kg/s
Pressurizer pressure	14.7 MPa
Primary system fluid temperature	557 K
Decay heat level	4.2 kW
Steam generator pressure	6.8 MPa

Table 5: Chronology of events for nonnuclear test L3-0

Event	Time after test initiation (s)
Test initiated	0
PSMG ¹⁾ power tripped	11
PCP ²⁾ coastdown completed	15
Pressurizer reached minimum indication	48
Primary system reached saturation pressure	48
Pressurizer indicated full	73
Pressurizer returned to indicating range	1420
Blowdown loop isolation valves opened	2416
Quick-opening blowdown valves opened	2460
End of saturation blowdown	2490
LPIS initiation	2535

1) PSMG = Primary System Motor Generator
 2) PCP = Primary Coolant Pump

test L2-3 is continuing, but it now appears that additional work on the heat transfer models is required in order to obtain best estimate calculations of clad temperature in large LOCA's.

Relationship to a large reactor

In order to evaluate the relationship of the LOFT results to large commercial reactors, a RELAP4/MOD6 analysis of a large reactor was made using the same model options as applied in the LOFT test L2-2 "BEST PT" model, and using the initial conditions for tests L2-2 and L2-3. That is, for test L2-2 case, the large reactor was run at 67 % power, while for test L2-3 case, the large reactor was run at 100 % power.

Figures 17 and 18 illustrate comparisons of the best estimate predictions for the large reactor (Zion) to the LOFT data for tests L2-2 and L2-3, respectively. The excellent agreement shown implies several things, as follows:

- The LOFT system is a good model of expected large reactor behaviour (i. e., scaling is accurate).
- The large reactor LOCA consequences are much less than previously thought.

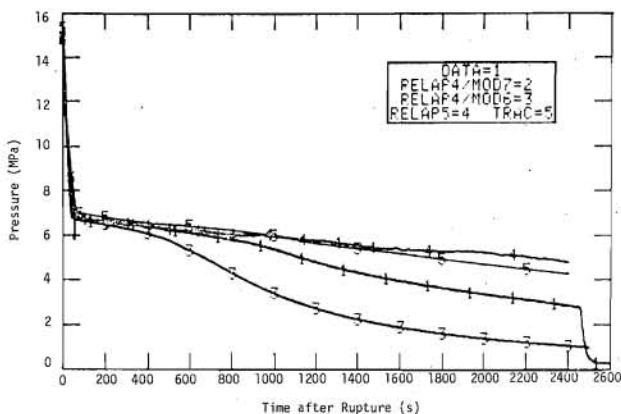


Fig. 19: Test L3-0: Calculated and measured primary system pressure

- The peak clad temperatures that would occur in the large reactor are probably less than occurred in LOFT (since the LOFT prediction with the same model yields higher clad temperatures).

This information has been transmitted to the licensing portion of the USNRC and is currently under evaluation.

LOFT test L3-0

LOFT test L3-0 was conducted with the same system and core configuration as the tests previously described. Only minor instrumentation changes were made in order to record for a longer time. Test L3-0 was a nonnuclear test, with a low decay heat power. The primary coolant pumps were tripped at the initiation of the transient. No ECC was used in test L3-0. Initial conditions are given in table 4. The test was initiated by opening the LOFT pilot operated relief valve (PORV), rather than the quick opening blowdown valves. The test was terminated by opening the quick opening valves after the pressure had reduced below normal accumulator pressure, and LPIS was used to refill the system. The sequence of events is given in table 5.

The data from test L3-0 was not processed for three weeks following the test in order to complete computer calculations of test performance without the benefit of the test data. Since the flow characteristics of the LOFT PORV were relatively uncertain, it was necessary to use data from the early portion of the transient to determine a valve coefficient for steam flow. The valve steam flow characteristics and test initial conditions were supplied to the computer calculations. Calculations were performed with the RELAP4/MOD6, RELAP4/MOD7, RELAP5, and TRAC computer codes. (Only 87 s of transient time were calculated with RELAP4/MOD7.)

The measured and calculated pressure response are shown on figure 19. While all of the computer models accurately calculated the steam depressurization phase, none of the models were accurate for the long term pressure response where saturated liquid and/or two-phase flow was passing through the PORV. The valve characteristics in two-phase flow and/or liquid discharge are unknown, so this result is not surprising.

Figure 20 illustrates the measured and predicted pressurizer liquid level response. The data shows the pressurizer rapidly filling once system pressure reaches system saturation, and remaining full until 1400 s. The indicated level shown is not compensated for fluid temperature, and thus does not assure that the pressurizer is completely full for the whole time it is indicated full. In fact, correcting the indicated level for temperature makes it almost match the RELAP4/MOD6 calculation. While all the calculations showed the initial decrease and rapid increase in pressurizer level, neither TRAC (not shown) nor RELAP5 calculated a full pressurizer, whereas, RELAP4/MOD6 and RELAP4/MOD7 calculations did.

Figure 21 illustrates the measured density in the intact hot leg near the top of the pipe. This data indicates stratified flow in the pipe, with steam at the top. The surge line, which connects the pressurizer to the intact hot leg, connects to the top of the hot leg pipe. The LOFT surge line does not contain a loop seal; i. e., the pipe from the hot leg to the pressurizer first rises, is horizontal, and then rises again. Comparing figure 21 to figure 20, it can be seen that the pressurizer remains full even though it is being fed steam from the hot leg. Counter-current flow limitation calculations confirm that this should be the case.

Conclusions

The main conclusions reached from analysis of the LOFT tests L2-2 and L2-3 are as follows:

1. The behaviour of LOFT tests L2-2 and L2-3 was dominated by the occurrence of a core wide early rewet of the fuel rod cladding. This rewet occurred from a re-reversal of core flow caused by a critical flow transition at the broken loop cold leg piping.
2. Analytical model predictions of the LOFT tests provided a good prediction of system hydraulics but did not predict the core wide rewet. The model "deficiencies" identified as needing further work in order to improve the best estimate predictive capability (the original models are conservative) are as follows:
 - Critical flow in the transition region from subcooled discharge to saturated discharge.
 - Wave transport of density variations, particularly as they effect discharge flow and rewet.
 - High pressure (≈ 6 MPa), low quality (0.1 to 0.3), low flow film boiling and rewet heat transfer.
3. Analysis of an LPWR with the models that best predict LOFT behaviour indicate the same expected response as observed in LOFT. This indicates that LOFT is scaled correctly to represent LPWR behaviour and that LPWR's are likely to experience the same cladding rewet in the event of a large LOCA. This implies significantly more conservatism in reactor safety analysis than previously thought.

The main conclusions reached to date from analysis of test L3-0 are as follows:

4. In the event of a LOCA at the top of the pressurizer, the pressurizer can remain full even though steam exists in the hot leg piping (countercurrent flow limitation), even though no "loop seal" exists in the surge line.
5. The RELAP4/MOD6 model of test L3-0 small break predicted the trends of the observed behaviour, but more testing and model experience are necessary to make the small break predictive capability as good as the large break capability.

References

- [1] McPherson, G. D.: The LOFT facility. Techn. Mitt. 73 (1980) Nr. 3, S. 191 and GRS-16 (April 1980) S. 17.
- [2] Bixby, W. W.: LOFT instrumentation. Techn. Mitt. 73 (1980) Nr. 3, S. 194 and GRS-16 (April 1980) S. 20.

Diskussion

G. Markoczy (EIR Würenlingen):

The early rewet occurs in L2-2 and L2-3 because the main coolant pumps are running. In the 10 CFR 50 test (L2-5) loss of offsite power will be assumed. That leads to pump trip. Will the peak clad temperature then be higher in absence of the early rewet? And will the computer code predictions be less conservative than the are now for L2-2 and 3?

L. P. Leach (EG & G Idaho):

The pumps in commercial reactors have a large inertia flywheel. It may be that the flywheel keeps the intact loop flow

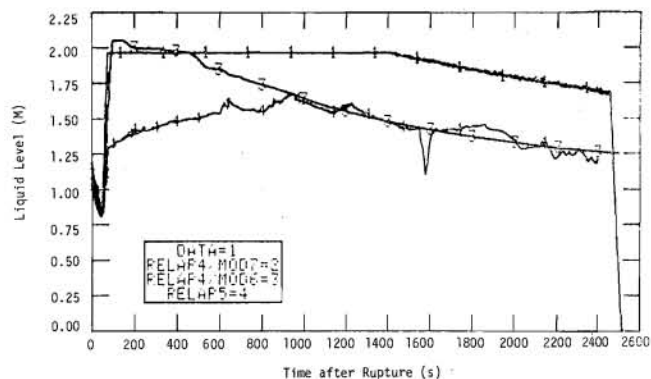


Fig. 20: Test L3-0: Calculated and measured liquid level in pressurizer

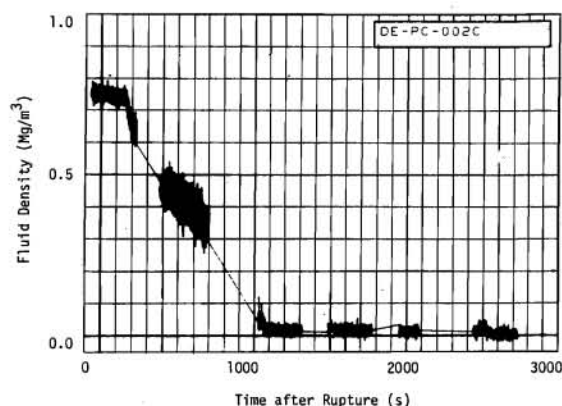


Fig. 21: Test L3-0: Fluid density in intact loop hot leg, chordal density (DE-PC-002C)

- [3] Grush, W. H. et al.: Best Estimate Experiment Predictions for LOFT Nuclear Experiments L2-2, L2-3 and L2-4. EG & G Idaho internal report LOFT-TR-101, November 1978.
- [4] Kee, E. J. and W. H. Grush: Best Estimate Prediction for LOFT Nuclear Experiment L2-3. EG & G Idaho internal report EP-L2-3, April 1979.
- [5] White, J. R., W. H. Grush and C. D. Keeler: Preliminary Post-test Analysis of LOFT Loss-of-Coolant Experiment L2-2. EG & G Idaho internal report LTR 20-103, June 1979.

up enough to cause a rewet in a commercial reactor even with a coincident loss of offsite power. We are currently performing calculation on this subject.

Even if the calculation indicate the rewet will not occur in the event of loss of power, the L2-2 and L2-3 result is still very significant as the probability of large LOCA coincident with loss of offsite power is much lower than a LOCA with a loss of offsite power. Therefore, a significant reduction in real risk occurs even if the rewet only occurs with offsite power available.

Analyse kleiner Lecks

Von W. Frisch und K. Hofmann¹⁾

Kurzfassung

Die bei „kleinen Lecks“ auftretenden Probleme werden zunächst qualitativ beschrieben. Daraus werden Anforderungen an Experimente und Rechenprogramme formuliert. Es folgt eine Beurteilung der Eignung der bisher für Blowdown-Analysen verfügbaren Experimentiereinrichtungen und Rechenprogramme. Es zeigt sich, daß die Experimentieranlagen für Integraltests in relativ großem Maßstab (zum Beispiel LOFT) für Experimente zu „kleinen Lecks“ prinzipiell geeignet sind, wenn auch für die Untersuchung einiger Phänomene Veränderungen und Erweiterungen (Instrumentierung, Sekundärseite) erforderlich sind.

Bei der Bewertung der Rechenprogramme für Notkühlanalysen zeigt sich, daß mit den „advanced codes“ die einzelnen Phänomene grundsätzlich beschrieben werden können, daß aber noch ein erheblicher Entwicklungs- und Verifikationsaufwand notwendig ist.

Es wird ebenfalls gezeigt, daß es vorteilhaft sein kann, Transientenmodelle einzusetzen, um bestimmte Fragestellungen bei der Analyse kleiner Lecks zu untersuchen, insbesondere wenn es um den Einfluß der Sekundärseite, der Neutronenkinetik oder der Regeleinrichtungen geht.

Abstract

Problems associated with „small leaks“ are described and requirements are derived for experimental facilities and computer codes. Based on these requirements, a valuation of the existing experimental facilities and codes is presented. Facilities for integral tests in relatively large scale (ex. LOFT) are suitable for small leak test in principle, however minor changes (instrumentation, secondary side) are necessary for the evaluation of certain phenomena.

The „advanced blowdown codes“ are capable of describing most of the phenomena occurring during small leak events, however a substantial amount of code development and verification is still needed.

In addition, the use of transient codes in small leak analysis is demonstrated. There are some areas (neutronics feedback, influence of control system) in which the use of transient codes is possible and advantageous.

Einleitung

Bei der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen wird nach Leckgrößen unterschieden, wobei die Aufteilung die unterschiedlichen Anforderungen an die Systeme zur Beherrschung

1) Dr. Willi Frisch und Klaus Hofmann, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS)mbH

von Leckstörfällen berücksichtigt. Für Druckwasserreaktoren der 1300-MW-Klasse (elektrische Leistung) ist in Tafel 1 ein Überblick über die Leckgrößenaufteilung und die erforderlichen Systeme zur Beherrschung von Leckstörfällen gegeben.

Der folgende Beitrag befaßt sich mit den „kleinen Lecks“. In dieser Kategorie sind diejenigen Leckgrößen zusammengefaßt, die

- zu klein sind, um ausreichende *Energieabfuhr* durch das aus dem Leck ausströmende Kühlmittel und damit eine ausreichend schnelle Druckabsenkung zu gewährleisten (Abgrenzung gegen „mittlere Lecks“) und
- größer sind als solche Lecks, bei denen die austretende *Kühlmittelmenge* durch das Volumenregelsystem ersetzt werden kann (Abgrenzung gegen „sehr kleine Lecks“).

Schon aus dieser Abgrenzung erkennt man die besonderen Systemanforderungen, die sich für diese Leckgrößen ergeben:

Einerseits werden die primärseitigen Systeme (Hochdruckeinspeisung, Niederdruckeinspeisung) zur ausreichenden Versorgung des Kernes mit Kühlmittel benötigt, andererseits sind zur Energieabfuhr (Nachzerfallsleistung, im Primärsystem gespeicherte Energie) die Speisewasserversorgung und die Frischdampfabgabe über Turbinenkondensator oder Abblase-regelventile erforderlich.

Qualitativ ergibt sich folgender Ablauf für ein kleines Leck im Primärkreislauf:

Der Primärdruck sinkt je nach Leckgröße im Minuten- oder Sekundenbereich ab, bis im heißen Teil des Primärkreises Sättigungszustände auftreten, dann verlangsamt sich die Druckabsenkung erheblich. Der Druckhalterwasserstand sinkt. Zur Anregung der Schnellabschaltung stehen die folgenden Signale an:

- „Druckhalter-Wasserstand niedrig“
- „Primärdruck niedrig“
- „DNB-Verhältnis niedrig“

Mit der Reaktorschnellabschaltung tritt gleichzeitig die Turbinenschnellabschaltung ein. Das führt zu einem Ansteigen des Sekundärdrucks und damit zu einer vorübergehenden Verminderung der Wärmeübertragung von der Primär- zur Sekundärseite des Dampferzeugers. Hierbei kann es vorübergehend zu einer Erhöhung des Primärdrucks kommen. Im weiteren Verlauf nähern sich Primärdruck und Sekundärdruck, wobei zeitweise ein Energietransport von der Sekundärseite zur Primärseite stattfinden kann. Ohne Zuschaltung der Hochdruckeinspeisung würde sich in Abhängigkeit von der Leckgröße ein Primärdruck einstellen, bei dem die erzeugte Leistung über das Leck abgeführt wird. Dabei würde

Tafel 1: Leckgrößenaufteilung für DWR

Bereich	Bruchquerschnitt (cm ²)	Systemfunktionen				
		HD-Einspeisungen	Druckspeicher-Einspeisungen	ND-Einspeisungen für Fluten	ND-Einspeisungen für Umwälzbetrieb	Speisewasserversorgung
großes Leck	> 400		heiß kalt	heiß kalt	heiß	
mittleres Leck	80 – 400		heiß kalt	heiß kalt	heiß	
kleines Leck	2 – 80			heiß kalt	heiß	
sehr kleines Leck	< 2					

das Wasserinventar des Primärsystems ständig abnehmen, der Dampfgehalt würde ansteigen, und es würden sich schließlich Wasserspiegel im Dampferzeuger und im Druckbehälter ausbilden. Bei einem Systemdruck von rund 110 bar wird die Hochdruckeinspeisung wirksam. Sie ist in der Lage, das durch das Leck ausströmende Kühlmittel zu ersetzen und das Primärsystem wieder vollständig aufzufüllen.

Da der Inhalt der Flutbehälter, aus denen die Hochdruckeinspeisung fördert, begrenzt ist, muß die Anlage rechtzeitig sekundärseitig abgefahren werden, so daß auf eine Nachkühlung mit Hilfe der Niederdrucksysteme übergegangen werden kann.

In dem besonderen Falle eines kleinen Lecks am Druckhalter (zum Beispiel unbeabsichtigtes Öffnen eines Entlastungsventils) unterscheidet sich der Ereignisablauf vom oben beschriebenen in der Hauptsache dadurch, daß es anfänglich nicht zu einem Absinken, sondern zu einem Ansteigen des Druckhalter-Wasserstandes kommt. In diesem Fall ist der Druckhalter-Wasserstand kein Maß für den Füllungsgrad des Primärsystems.

Bei der Analyse kleiner Lecks, insbesondere unter der Annahme zusätzlicher Systemausfälle, so zum Beispiel der Hochdruckeinspeisung oder der ersten Anregung zur Schnellabschaltung, spielen folgende Phänomene eine wesentliche Rolle:

- Naturumlaufverhalten,
- thermohydraulisch-nukleare Rückwirkungseffekte,
- Regelsystemverhalten,
- Wärmeabfuhr an die Sekundärseite,
- Zeitverhalten der angeforderten Teile des Sicherheitssystems (Schnellabschaltung, Hochdruckeinspeisung usw.),
- Komponentenverhalten im Zweiphasenbereich (Pumpe, Dampferzeuger),
- inhomogene zweiphasige Kühlmittelzustände im Primärsystem (Wasserspiegelausbildung, Gegenströmung),
- Kernkühlung bei teilweise bedecktem Kern und
- Einfluß nicht kondensierbarer Gase.

In den folgenden Abschnitten wird näher auf experimentelle und theoretische Analysen zum Problemkreis „kleiner Lecks“ eingegangen.

Experimente zum Problemkreis „kleine Lecks“

Die Phänomene und Systemanforderungen beim „kleinen Leck“ unterscheiden sich, wie bereits oben angedeutet, erheblich von denen beim schweren Kühlmittelverluststörfall (großes Leck). Deshalb sind zusätzliche Modellentwicklungen und zur Verifikation der Rechenprogramme geeignete Experimente erforderlich. Einige physikalische Phänomene, die im Falle eines kleinen Lecks im Primärsystem auftreten, lassen sich experimentell in Einzeleffektversuchen nachbilden. Diese Versuche sind für die Verifikation von Einzelmodellen der Rechenprogramme notwendig. Die endgültige Verifikation von Systemcodes kann jedoch nur anhand von Integralexperimenten, die das Zusammenwirken der Einzeleffekte, der Komponenten und der Systeme wiedergeben, erfolgen. Gerade beim „kleinen Leck“ ist das Zusammenwirken der Komponenten und Systeme von entscheidender Bedeutung. Während beispielsweise beim großen Leck das Verhalten des Sekundärsystems auf die Vorgänge im Primärsystem nur eine untergeordnete Rolle spielt, sind die Vorgänge im Sekundärkreis beim „kleinen Leck“ bestimmend für das Systemverhalten.

Während beim großen Leck die Energieabfuhr durch die Ausströmung des Primärkühlmittels gewährleistet ist, muß beim „kleinen Leck“, ebenso wie bei Transienten ohne Kühlmittelverlust, der Energietransport über das Sekundärsystem erfolgen. Dieses Verhalten läßt sich nur in einem integralen

Tafel 2: Integrale Testanlagen zum Kühlmittelverluststörfall im DWR

Anlage	Institution	Betriebsdruck MPA	Leistung MW	Maßstab zum DWR
LOFT	INEL	15,5	50,0	1 : 60
Semiscale	INEL	15,5	2,0	1 : 1750
LOBI	EURATOM	15,5	5,3	1 : 712
PKL	KWU	3,5	1,4	1 : 134
CCTF	JAERI	0,5	10,0	1 : 21

Versuchsstand untersuchen. Deswegen wird hier nicht auf die zahlreichen Einzeleffekt-Experimente eingegangen, sondern nur auf Anlagen, die DWR-Gesamtsysteme simulieren (Tafel 2). Da diese Anlagen zunächst für Versuche zum Kühlmittelverlust bei großen Bruchquerschnitten konzipiert wurden, sind die Sekundärsysteme teilweise unzureichend ausgeführt, lassen sich aber mit vertretbarem Aufwand erweitern. Das betrifft insbesondere das Notspeisesystem und die Steuer- und Regelsysteme.

Die LOFT-Anlage wurde bereits vorgestellt [1]. LOFT ist das derzeit größte und einzige Integralexperiment mit nuklear beheiztem Kern. Die Versuchsanlage ist mit einem Sekundärsystem ausgestattet, in dem die Energie über einen luftgekühlten Kondensator abgeführt wird. Die gebrochene Umwälzschleife ist mit passiven Komponenten versehen, das heißt im stationären Zustand erfolgt keine Kühlmittelströmung, was für Transienten und Experimente mit kleinem Leck von Nachteil ist.

Die neue Semiscale MOD-3-Anlage [2] bei INEL hat gegenüber LOFT den Vorteil einer zweiten aktiven Umwälzschleife, jedoch den Nachteil des kleineren Maßstabs. Ungünstig für Experimente mit kleinem Leck ist die Tatsache, daß der Dampferzeuger im intakten Loop nicht die realistische geodätische Höhe aufweist und beide Dampferzeuger sekundärseitig nicht maßstabsgerecht skaliert sind. Für Experimente mit Wasserspiegelabsenkungen in den Kern hinein erhält die Simulation des Brennstabes eine besondere Bedeutung. Die in Semiscale eingesetzten Brennstäbe mit indirekter elektrischer Beheizung haben den Vorteil der größeren Wärmespeicherkapazität gegenüber direkt beheizten Stäben.

Die LOBI-Anlage (Euratom-Ispra) [3] entspricht Semiscale mit Einhaltung aller geodätischen Höhenverhältnisse und ist etwa doppelt so groß. Nachteilig dürfte auch hier die Nachbildung des Sekundärsystems sein, da die beiden Dampferzeuger sekundärseitig eng gekoppelt sind. Für die Fahrweise bei kleinen Lecks und Transienten müßte außerdem das Sekundärsystem erweitert werden (Notspeisesystem, Steuerung). Tests mit unbedecktem Kern werden sich in der LOBI-Anlage kaum fahren lassen, da dünnwandige elektrische Heizleiter verwendet werden.

PKL [4] (KWU) ist eine Anlage, in der nur Experimente zur Flutphase geplant sind. Der Betriebsdruck liegt daher nur bei 35 bar. Die Umwälzschleifen sind mit den richtigen geodätischen Höhendifferenzen aufgebaut. Pumpen und Druckspeicher sind in der derzeitigen Anlage nicht vorhanden. Die 340 Stäbe sind elektrisch indirekt beheizt, was die Anlage für Experimente mit Kernfreilegung geeignet macht.

CCTF, Cylindrical Core Test Facility bei JAERI in Japan [5], ist Teil des internationalen 2D/3D-Forschungsvorhabens. Die Anlage ist mit 2000 elektrisch indirekt beheizten Stäben ausgestattet. Die vier Kreisläufe mit zwei Dampferzeugern sind im Höhenmaßstab 1 : 1 und im Volumenmaßstab etwa 1 : 21 nachgebildet. Es sind keine Pumpen vorhanden. Der größte Nachteil dieser Anlage ist der extrem niedrige Betriebsdruck im Primärsystem von maximal 5 bar. Die Dampferzeuger sind sekundärseitig nicht maßstabsgerecht skaliert, es ist kein Dampfsammelraum vorhanden.

Weitere integrale Anlagen, wie ROSA III (Rig of Safety Assessment, JAERI) und TLTA (Two Loop Test Apparatus, GE,

Tafel 3: Bewertung der Versuchsanlagen im Hinblick auf die Phänomene und Anlageneigenschaften bei kleinen Lecks

Anlagen	Natur- umlauf	Druck- halter	Pumpen	Sekundär- system	geodä- tische Höhen	Inertgas	Gegenströmung in Rohrleitungen (horizontal)	Kühlung bei teilbedecktem Kern	Neutronen- Rückwirkung
LOFT	+	+	+	+	+	—	+	+	+
Semiscale	+	+	+	(+)	—	+	—	+	—
LOBI	+	+	+	(+)	+	—	—	—	—
PKL	+	(+)	—	— ¹⁾	+	+	—	+	—
CCTF	+	—	—	—	+	—	—	+	—

+ gut geeignet
 — nicht geeignet
 (+) bedingt geeignet

1) Nachrüstung geplant

USA) sind speziell für SWR-Experimente mit Jet-Pumpen konzipiert und werden deshalb in die weitere Betrachtung nicht einbezogen. Die vorgestellten Integraltests werden nun auf ihre Eignung für Experimente zum kleinen Leck und zu Transienten untersucht. Als Kriterium für diese Bewertung wird die Nachbildbarkeit folgender Phänomene und Anlageneigenschaften herangezogen:

- ein- und zweiphasiger Naturumlauf;
- Kernkühlung bei teilbedecktem Kern;
- Gegenströmung in horizontalen Rohrleitungen;
- Druckhalterleck;
- Pumpenverhalten;
- Sekundärsystem, Regelung und Steuerung;
- Einfluß von Inertgas auf Kondensation und
- geodätische Höhendifferenzen.

In Tafel 3 sind die Ergebnisse einer ersten groben Bewertung zusammengefaßt. Als Ergebnis dieser Bewertung lassen sich folgende Schlüsse ziehen:

Für Experimente zum Problemkreis „kleine Lecks“ ist die LOFT-Anlage sehr gut geeignet, weil sie nuklear beheizt, relativ groß und mit einem gut regelbaren Sekundärsystem ausgestattet ist. Ein Nachteil bei LOFT dürfte die geringe Versuchsfolge sein. Dies ist bei Nuklearanlagen jedoch unvermeidbar. Alle anderen Experimente weisen Nachteile auf, sei es durch zu kleinen Maßstab (LOBI, Semiscale) oder durch fehlende Komponenten und niedrigen Druckbereich (PKL, CCTF). In einigen Punkten sind die Versuchsanlagen allerdings nachrüstbar. Das betrifft insbesondere die zusätzliche Ausstattung mit Komponenten und die Erweiterung des Sekundärsystems.

Eine weitere Anlage, die auf ihre Eignung für Experimente zu kleinen Lecks (und Transienten) untersucht werden muß, ist der Heißdampfreaktor (HDR). Er wurde in diese erste Bewertung nicht einbezogen, weil für diese Anlage erhebliche Erweiterungen auf der Kreislaufseite erforderlich wären. Hierzu müßte eine Machbarkeitsstudie durchgeführt werden.

Analysen

Für die Analyse von Kühlmittelverluststörfällen und Transienten im Primärkreis von Druckwasserreaktoren sind heute bereits viele Systemcodes verfügbar oder befinden sich in der Entwicklung.

Bezüglich der Rechenprogramme zum Kühlmittelverluststörfall kann generell gesagt werden, daß die bestehenden Codes vornehmlich mit der Zielsetzung auf schnelle Abläufe, das heißt auf Störfälle mit großem Bruchquerschnitt entwickelt wurden. Erst die Vorfälle im Zusammenhang mit dem TMI-Störfall bewirkten, daß — wie bei den Experimenten — den an sich längerfristig geplanten Aktivitäten im Hinblick auf spezielle Modellentwicklung für kleine Lecks nun die größte Priorität gegeben wird.

Die vorangegangene Entwicklung der Codes mit dem Schwerpunkt auf großen Lecks hat zur Folge, daß spezielle Phänomene, die beim kleinen Leck auftreten, mit diesen Rechenprogrammen oft gar nicht oder nur unzureichend beschrieben werden können. Dieser Mangel hängt insbesondere mit dem bisher üblichen Verfahren zusammen, das Primär- und Sekundärsystem des Druckwasserreaktors durch Kontrollzonen darzustellen, in denen homogene Kühlmittelzustände und thermodynamisches Gleichgewicht angenommen werden. Probleme im Zusammenhang mit Phasenseparation, Durchmischung und Wasserspiegelbewegung, die gerade bei Störfällen mit kleinen Lecks von Bedeutung sind, lassen sich mit dieser Art von Rechenmodellen physikalisch nicht richtig beschreiben. Erst die neue Generation von Rechenprogrammen („advanced codes“), in denen die beiden Phasen durch völlig oder teilweise separate Gleichungssysteme dargestellt werden und in denen thermodynamisches Nichtgleichgewicht berücksichtigt wird, läßt eine physikalisch bessere Behandlung dieser Probleme zu.

Zu erwähnen sind darüber hinaus die bei fast allen Rechenprogrammen unzureichenden Möglichkeiten der Darstellung des Sekundärsystems einschließlich der Steuerung und Regelung, was bei schweren Kühlmittelverlusten nur von untergeordneter Bedeutung, beim kleinen Leck aber für den Störfallablauf entscheidend ist. Hier liegt der Vorteil von Anlagenmodellen, die für Transientenanalysen erstellt wurden und weiterentwickelt werden. Sie verfügen in der Regel über eine detaillierte Beschreibung der Sekundärseite, des Druckhalters und der Regelung. Es ist daher zu untersuchen, inwieweit Transientenprogramme durch Weiterentwicklung für Analysen zum Problemkreis „kleine Lecks“ verstärkt eingesetzt werden können.

Die Anforderungen an ein Rechenprogramm zur Analyse von Störfällen mit kleinem Leck lassen sich wie folgt formulieren:

Naturumlauf

Beim kleinen Leck reicht die aus der Bruchöffnung entweichende Energie als alleinige Wärmesenke nicht aus, die Energieabfuhr muß über die Dampferzeuger an das Sekundärsystem erfolgen. Da die Primärkreisumpen oft nicht mehr zur Verfügung stehen, kann dieser Energietransport nur über Naturumlauf geschehen. Das Rechenprogramm muß in der Lage sein, diesen Naturumlauf von ein- oder zweiphasigem Kühlmittel zu simulieren. Im Zusammenhang mit dem Naturumlauf ist der Wärmeübergang im Kern und in den Dampferzeugern von entscheidender Bedeutung.

Gemischspiegeldynamik

Beim Ausströmen und Verdampfen von Kühlmittel können sich im Primärkreis Gemischspiegel einstellen. Für die Energieabfuhr aus dem Primärsystem sind insbesondere die Gemischspiegel in den Wärmeübertragungsbereichen, das heißt im Kern und im Dampferzeuger von Bedeutung. Der Gemischspiegel ist durch die Dampfblasen im Flüssigkeitsbereich höher als ein analytisch bestimmter Flüssigkeitsspiegel, bei dem

angenommen wird, daß sich die gesamte Wassermenge einer Zone im unteren Teil ansammelt. Die entscheidende Einflußgröße ist der Wärmeübergang unter- und oberhalb des Gemischspiegels und vor allem im Bereich hohen Dampfgehaltes an der Gemischspiegelgrenze.

Gegenströmung in Leitungen

Im Falle einer Wasserspiegelbildung in einem horizontalen Rohr kann die Strömungsrichtung des Dampfes der des Wassers entgegengesetzt sein. Die Kenntnis der beiden Massenströme und des Wassermittels bei hohen Dampfgeschwindigkeiten ist für die Bestimmung des Energietransports von Bedeutung. In Rechenmodellen mit homogenen Zonen ist die Gegenströmung nicht zu simulieren, es sei denn durch parallele Strömungspfade, wobei allerdings der Wassermittels nicht berücksichtigt werden kann. Für eine physikalisch richtige Darstellung dieses Phänomens eignen sich nur Rechenprogramme mit getrennten Gleichungssystemen für die einzelnen Phasen oder wenigsten mit einem Drift-Flux-Modell, das heißt einer Korrelation für die Driftgeschwindigkeit zwischen Dampf- und Wasserphase.

Kritischer Massenstrom mit Gemischspiegel

Beim kleinen Leck können sich im gesamten System Gemisch- bzw. Flüssigkeitsspiegel bilden. Bei der analytischen Untersuchung treten dann an der Bruchstelle Probleme mit der Durchmischung auf, die die Berechnung der kritischen Auströmraten nach den bisherigen Methoden in Frage stellen. Beim großen Leck ist dies problemlos, weil im Bereich des Auströmquerschnittes mit nahezu homogenem Kühlmittelzustand gerechnet werden kann. Die kritische Ausströmung aus einem Volumen mit Gemischspiegel läßt sich mit keinem der vorhandenen Rechenprogramme mit ausreichender Genauigkeit darstellen.

Sekundärkreis

Da beim kleinen Leck die Energieabfuhr im wesentlichen über das Sekundärsystem erfolgen muß, ist im Rechenprogramm eine realistische Simulation des Sekundärkreises erforderlich. Dies beinhaltet insbesondere die sekundärseitigen Wärmeübertragungsvorgänge im Dampferzeuger einschließlich Gemischspiegel sowie die Regelung und Steuerung des Sekundärsystems. Beim großen Leck war es meistens üblich, den Energieaustausch mit der Sekundärseite als Randbedingung per Eingabe vorzugeben. Eine genaue Darstellung des Sekundärsystems gibt es bisher fast ausschließlich in den Anlagenmodellen für Transientenanalysen.

Bewertung der Rechenprogramme

Tafel 4 zeigt eine Wertung der wichtigsten Rechenprogramme zum Kühlmittelverluststörfall anhand der oben genannten Phänomene. Programme, die von der Industrie entwickelt wurden und nicht frei verfügbar sind, werden hier nicht aufgeführt.

Naturumlaufverhalten kann von allen Rechenprogrammen wiedergegeben werden.

Die Gemischspiegeldynamik ist bisher am besten im Rechenprogramm DRUFAN enthalten.

Die Gegenströmung in horizontalen Rohrleitungen ist nur mit Rechenprogrammen möglich, die beide Phasen getrennt beschreiben oder ein Drift-Flux-Modell zur Bestimmung der Relativgeschwindigkeit zwischen den Phasen verwenden, wie dies in TRAC [7], RELAP 5 [8] und DRUFAN der Fall ist.

Die Behandlung des kritischen Massentroms aus einer Zone mit Gemischspiegel ist bisher mit keinem dieser Code möglich. Die Beschreibung des thermodynamischen Gleichgewichts ist wiederum nur mit Rechenprogrammen mit getrennten Gleichungssystemen für die einzelnen Phasen möglich. Zu

Tafel 4: Wertung der Rechenprogramme für Kühlmittelverluststörfälle anhand wichtiger Phänomene bei kleinen Lecks

Phänomen \ Code	TRAC	RELAP5	DRUFAN	RETRAN	RELAP4
	Naturumlauf	+	+	+	+
Gemischspiegel (swell level)	(+)	(+)	+	(+)	(+)
Gegenströmung in Leitungen	+	+	+	-	-
Kritischer Massenstrom mit Gemischspiegel	-	-	-	-	-
Nichtgleichgewicht	+	+	+	-	-
Sekundärkreis	-	-	-	+	(+)

+ gute Modelldarstellung
 - keine oder ungenügende Modelldarstellung
 (+) bedingt geeignet

RELAP 4 ist hier anzumerken, daß zur Zeit eine Version in der Entwicklung ist (MOD7), in der die Trennung der Gleichungssysteme in den Einspeisevolumen enthalten ist.

Die Simulation des Sekundärkreises ist mit den „advanced codes“ TRAC, RELAP5 und DRUFAN noch nicht möglich. RETRAN [9] hat hierfür gute Modelle, insbesondere auch für die Steuerung und Regelung, da dieses Rechenprogramm speziell für Transienten weiterentwickelt wurde. RELAP4 wurde im Modell zur Darstellung des Sekundärsystems erweitert, insbesondere die Version RELAP4-GRS [10], die bereits im Genehmigungsverfahren für kleine Lecks eingesetzt wurde.

Ausgesprochene Anlagenmodelle, wie zum Beispiel ALMOD [11], wurden in diese Bewertung nicht miteinbezogen. Ihr Vorteil liegt in einer ausführlichen Simulation aller Systemkomponenten, die einen Einfluß auf den Ablauf von Transienten haben (Regeleinrichtungen, Komponenten des Sicherheitssystems, Sekundärseite mit zugehöriger Regelung). Ein weiterer Vorteil sind die kurzen Rechenzeiten, so daß sowohl umfangreiche Parametervariationen als auch Rechnungen mit feiner Nodalisation bei vertretbaren Kosten möglich sind. Dieser Vorteil wird durch Vereinfachungen bei der Beschreibung der Thermohydraulik erkauft, die für Transientenanalysen zulässig sind. Zur Zeit wird der Einsatz dieser Modelle für die Analyse kleiner Lecks untersucht. Dabei geht es um die Festlegung der Grenzen des Einsatzbereichs und um mögliche Erweiterungen der Modelle.

Ausgewählte Ergebnisse zur Thermohydraulik

Semiscale S-02-6

Das Semiscale-Experiment S-02-6 aus der Serie „Blowdown Tests“, durchgeführt Ende 1975, war der erste integrale Test zum Problemkreis „kleine Lecks“ überhaupt. Man hat die Semiscale-Anlage, in der zu dieser Zeit ausschließlich Tests mit 2F-Brüchen gefahren wurden, für dieses Experiment modifiziert. Die gesamte gebrochene Umwälzschleife mit den inaktiven Komponenten DE-Simulator und Pumpensimulator wurde vom System getrennt, die Ausströmung erfolgte nur über den kalten Strang des Bruchloops in das Druckabbau-system. Die Bruchfläche entsprach 6 % des Querschnittes einer Kühlmittelleitung im Großreaktor. Von der Bruchgröße her wird dieser Fall heute in die Kategorie „mittlere Lecks“ eingeordnet. Die thermohydraulischen Vorgänge im Primärkreis sind eher mit denen beim schweren Kühlmittelverluststörfall vergleichbar. So setzte die Hochdruckeinspeisung unmittelbar nach Öffnung des Bruchquerschnitts, die Druckspeichereinspeisung bereits 300 s später ein.

Die elektrische Heizleistung wurde etwa 13 s nach Blowdownbeginn auf etwa 10 % der Anfangsleistung von 1,6 MW abgefahren, zum selben Zeitpunkt die Pumpe im intakten Kreis-

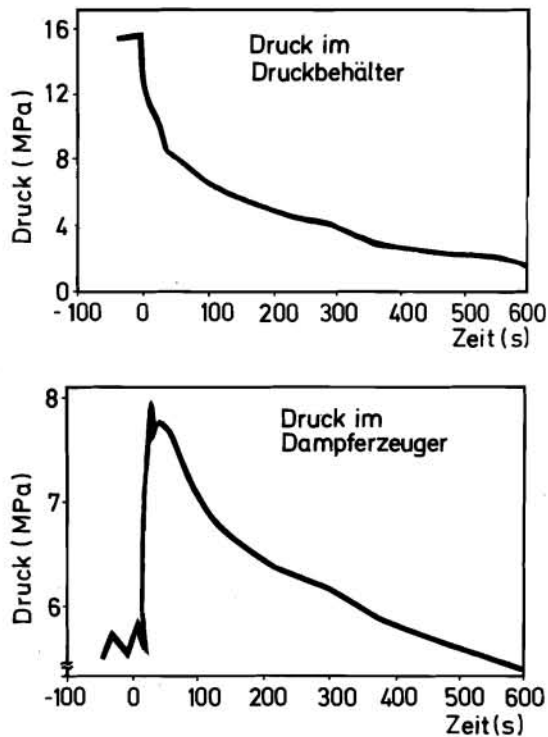


Bild 1: Druckverlauf im Druckbehälter und im Dampferzeuger; Semiscale S-02-6

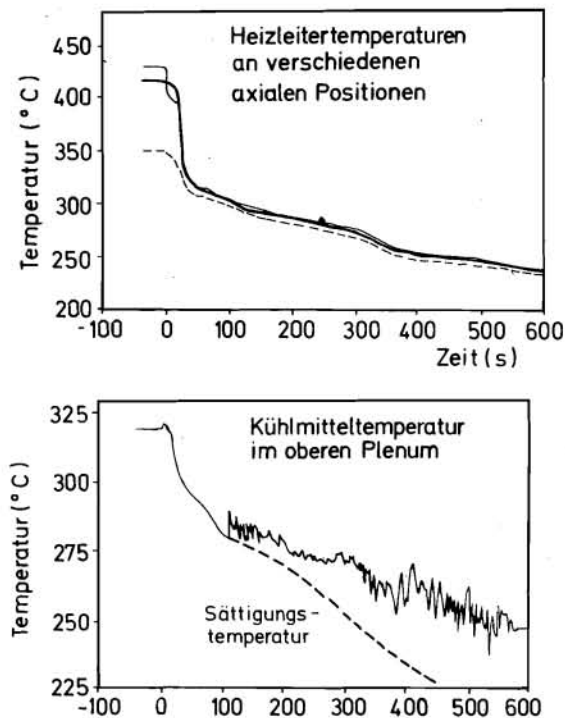


Bild 2: Verlauf von Heizleitertemperaturen und Kühlmitteltemperatur; Semiscale S-02-6

lauf ausgeschaltet. Das Auslaufen der Pumpe war zum Zeitpunkt $t = 40$ s beendet. Den Druckverlauf im Primär- und im Sekundärsystem zeigt Bild 1.

Der schnellere Abfall im Primärdruck nach dem Zeitpunkt $t = 300$ s wird durch den Beginn der Einspeisung aus dem Druckspeicher bewirkt. Durch den relativ großen Bruchquerschnitt im kalten Strang und die frühzeitige Einspeisung aus

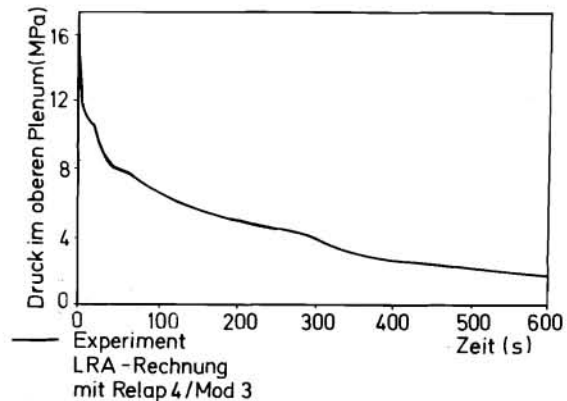


Bild 3: Vergleich von berechneten und experimentell ermittelten Druckwerten; Semiscale S-02-6

dem Druckspeicher konnte sich kein ausgeprägter Naturumlauf im Primärsystem einstellen.

Im Druckbehälter war keine Wasserspiegelmessung vorhanden. Aus dem Verlauf der Kühlmitteltemperatur im oberen Plenum, oberhalb der Stutzen, ist nach 115 s eine Überhitzung zu erkennen, was auf ein Absinken des Wasserspiegels unter diese Meßstelle hindeutet. Eine Absenkung des Wasserspiegels in den Kernbereich hinein ist nicht zu beobachten, wie die Hüllrohrtemperatur in verschiedenen Höhenlagen zeigt (Bild 2).

Das Experiment S-02-6 war internationales Standardproblem. Einen Vergleich der vom damaligen Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherung (LRA) durchgeführten Rechnung [12] mit dem Experiment zeigt Bild 3. Es ist der Druckverlauf im oberen Plenum dargestellt. Die Rechnung wurde mit RELAP4/MOD3 vor der Veröffentlichung der entsprechenden Ergebnisse durchgeführt und dokumentiert.

LOFT-Experiment L3-0

L3-0 war das erste einer Reihe von Experimenten zum kleinen Leck, die in der LOFT-Anlage geplant sind [13]. Ursprünglich waren Tests zum Problembereich „kleine Lecks“ nicht vor Anfang 1981 vorgesehen. Der Störfall im Kernkraftwerk Three-Mile-Island (TMI) führte jedoch zu geänderten Prioritäten und Versuchsspezifikationen. L3-0 war ein nicht-nukleares, isothermes Experiment, das heißt, daß im nuklearen Kern vor und während des Tests keine Leistungserzeugung stattfand. Das Aufheizen der Anlage auf die Betriebstemperatur erfolgte über die Umwälzpumpen im intakten Kreislauf. Entsprechend der Problematik beim TMI-Störfall wurde beim Experiment L3-0 das Öffnen und fälschliche Offenbleiben des Entlastungsventils am Druckhalter simuliert. Die Ausströmung erfolgte über ein Rohrleitungssystem in den Druckabbautank. Als nichtnukleares Experiment ist L3-0 nur als Vortest für die weiteren Versuche zu sehen. Es hat im wesentlichen folgende Zielsetzung:

- Überprüfung der thermohydraulischen Modelle der verfügbaren amerikanischen Rechenprogramme auf ihre Anwendbarkeit für Störfälle mit kleinem Leck.

Dazu wurden mit den Rechenprogrammen RELAP4/MOD 6, RELAP4/MOD 7, RELAP5 und TRAC sogenannte blinde Vorausrechnungen, das heißt mit den gemessenen Anfangsbedingungen, aber ohne Kenntnis der experimentellen Ergebnisse durchgeführt.

- Untersuchung, inwieweit der Leckmassenstrom aus dem Druckhalterventil experimentell aus dem gemessenen Druckhalter-Druck und -Wasserstand ermittelt werden kann.

Bild 4 zeigt den Verlauf des Primärdrucks, die Messung ist hier den oben genannten Vorausrechnungen gegenübergestellt. Nach dem Öffnen des Druckhalter-Entlastungsventils sinkt der Systemdruck innerhalb von 48 s auf den Sättigungswert ab.

Nach etwa 2500 s und bei einem Systemdruck von 35 bar wird der gesättigte Blowdown durch das Öffnen der Blowdownventile im gebrochenen Strang unterbrochen (Abbruch des Experiments). Die Primärkreisumpen werden 11 s nach Blowdownbeginn abgeschaltet und sind nach etwa 15 s ausgelaufen. Eine Einspeisung aus dem Hochdruck-Notkühlsystem erfolgte nicht. Die Rechnungen mit RELAP5 und TRAC zeigen einen zu langsamen Druckabfall, RELAP4/MOD6 einen zu schnellen, offenbar durch ungenau berechnete Ausströmraten bedingt. RELAP4/MOD7 kam über den Kurzzeitbereich nicht hinaus und ist daher in diesen Ergebnissen nicht dargestellt.

Bild 5 zeigt den Wasserstand im Druckhalter, der bis zum Erreichen des Sättigungszustandes im Primärsystem durch die Dampfausströmung geringfügig absinkt. Anschließend bewirkt die Dampfproduktion im System ein schnelles Ansteigen des Wasserstandes, nach etwa 50 s ist die obere Grenze des Anzeigebereichs überschritten. Erst nach etwa 1400 s beginnt der Wasserstand wieder unter die obere Grenze des Anzeigebereichs zu fallen. Bei den Rechnungen zeigte nur RELAP4/MOD6 eine Phase mit vollgelaufenem Druckhalter.

Wasserspiegelmodell DRUFAN

Beim „kleinen Leck“ werden das hydraulische Verhalten und die Energieabfuhr aus dem Primärsystem wesentlich durch die Ausbildung von Wasserspiegeln beeinflusst, wenn über das Hochdruckeinspeisesystem der Primärkreis nicht ausreichend gefüllt wird. Insbesondere in den Dampferzeugern und im Druckbehälter ist die Bewegung des Wasserspiegels für den Energietransport von entscheidender Bedeutung. Mit steigendem Interesse an Rechenprogrammen, die für Störfälle mit kleinem Leck einzusetzen sind, wird somit auch die Entwicklung von Modellen zur physikalischen Beschreibung des Wasserspiegels im Primärsystem verstärkt vorangetrieben. Die herkömmlichen Rechenprogramme, die ein System mit Kontrollvolumina, die homogen und thermohydraulisch im Gleichgewicht sind, darstellen, können einen bewegten Wasserspiegel und die damit verbundene Separation der Phasen physikalisch nicht richtig wiedergeben. Dies wird erst möglich mit der neuen Generation von Rechenprogrammen, die die beiden Phasen mit getrennten Differentialgleichungen beschreiben. Einer dieser „advanced codes“ ist das Systemprogramm DRUFAN der GRS, für das ein Wasserspiegelmodell entwickelt und anhand eines Experiments getestet wurde.

Das Experiment SWR-2R, internationales Standardproblem Nr. 6, wurde bei Battelle, Frankfurt am Main, durchgeführt. Bild 6 zeigt die Versuchsanordnung. Es wurde der Dampfleitungsbruch in einem Siedewasserreaktor simuliert. Der etwa 11 m hohe Druckbehälter war anfangs zu etwa zwei Dritteln mit Wasser gefüllt. Bevor die Druckabsenkung über eine Berstscheibe am Ende des Ausströmstutzens eingeleitet wurde, erfolgte die Aufheizung des Systems mit Hilfe elektrischer Heizelemente, die im unteren Teil des Kessels angeordnet sind. Entsprechend SWR-Bedingungen betrug der Anfangsdruck etwa 70 bar. Wegen der sehr guten Instrumentierung eignet sich dieses Experiment besonders für die Überprüfung von Rechenmodellen für Ausströmraten und Wasserspiegel-simulation.

Bild 7 zeigt den Verlauf des Druckes im unteren Kesselbereich nach dem Öffnen der Berstscheibe, experimentell und mit DRUFAN berechnet. Bild 8 zeigt die gute Übereinstimmung der DRUFAN-Rechnung mit den gemessenen Daten für den Wasserspiegel, ausgehend von 7,0 m bis zum Füllen des Kessels.

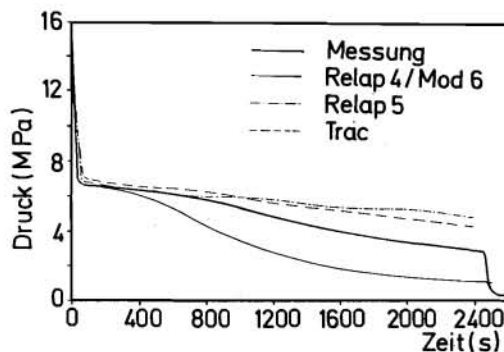


Bild 4: Berechnete und gemessene Systemdruckwerte; LOFT-Experiment L3-0

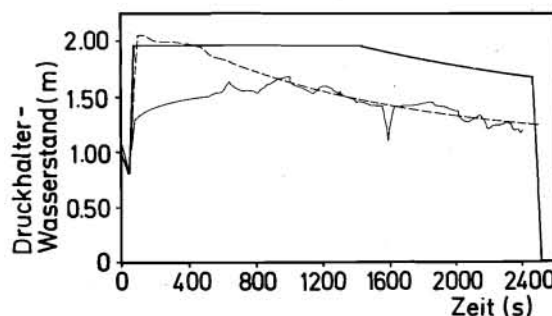


Bild 5: Vergleich von berechneten und gemessenen Wasserstands-werten im Druckhalter; LOFT-Experiment L3-0

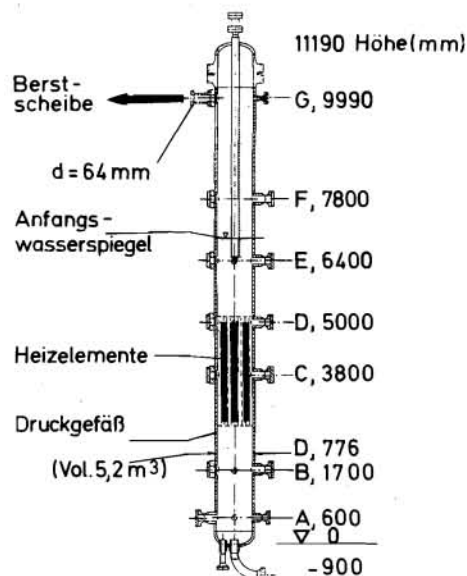


Bild 6: Versuchsanordnung zum Experiment SWR-2R

Ergebnisse mit Anlagenmodellen

Anlagenmodelle für Transienten können mit Einschränkungen auch für die Analyse kleiner Lecks eingesetzt werden, besonders bei der Berechnung der Anfangsphase oder wenn auf Grund rechtzeitiger Hochdruckeinspeisung der Dampfgehalt im Primärsystem klein bleibt. Insbesondere ist es mit Anlagenmodellen möglich, das oft komplexe Verhalten der Regelsysteme, der Schutzbegrenzungen und der Komponenten

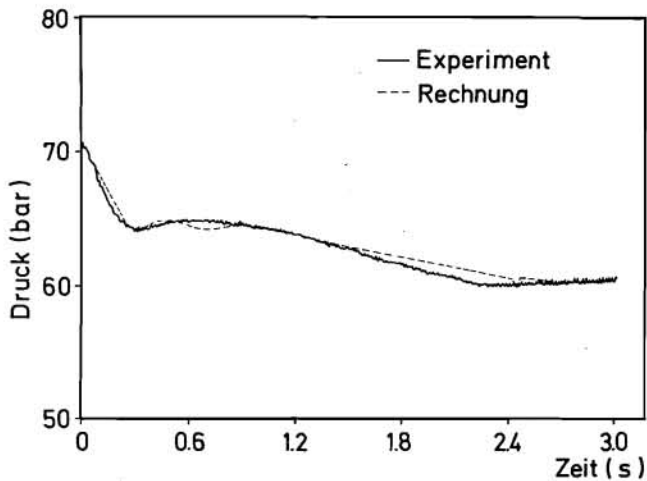


Bild 7: Druckverlauf im Experiment SWR-2R

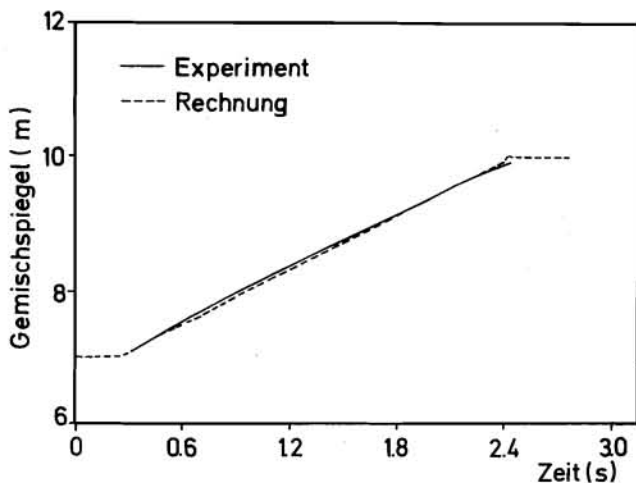


Bild 8: Verlauf des Gemischspiegels im Experiment SWR-2R

ten des Sicherheitssystems in der Anfangsphase des Leckstörfalls zu studieren und den Einfluß von Fehlfunktionen dieser Systeme zu ermitteln. Wegen der detaillierten Simulation von Kern und Sekundärseite können auch die Rückwirkungseffekte zwischen Kern und Primärkühlmittel sowie zwischen Primärseite und Sekundärseite untersucht werden.

Für einen typischen Druckwasserreaktor 1300 MW (elektrische Leistung) wurde das unbeabsichtigte Öffnen eines Entlastungsventils am Druckhalter in der Anfangsphase mit dem DWR-Anlagenmodell ALMOD analysiert. Die hier ausgewählten Fälle sollen zeigen, daß erzeugte und abgeführte Leistung in ihrem Zeitablauf wesentlich vom Regel- und Sicherheitssystem bestimmt werden und daß dies zu deutlichen Unterschieden in den thermohydraulischen Zuständen im Primärkreis (besonders Dampfgehalt und Druckhalter-Wasserstand) führt.

Tafel 5: Annahmen zu den ALMOD-Rechnungen zum Druckhalterleck (siehe Bilder 9 bis 13)

	Fall			
	A	B	C	D
Kühlmitteltemperaturregelung	nein	ja	ja	ja
Speisewasserregelung	nein	ja	ja	ja
Turbinenschnellabschaltung	nein	nein	nach 130 s	nach 30 s
Reaktorschnellabschaltung	nein	nein	nein	nach 30 s

In Tafel 5 sind die Parametervariationen für die Fälle A – D aufgeführt. Fall A entspricht ausgeschalteter Kühlmitteltemperatur- und Speisewasserregelung sowie nicht wirksamer Schnellabschaltung.

Fall B entspricht Fall A, jedoch mit eingeschalteter Kühlmitteltemperatur- und Speisewasserregelung. Im Fall C ist angenommen, daß die Minimaldruckregelung nicht in der Lage ist, den Sekundärdruck über dem TUSA-Grenzwert abzufangen, so daß es zur Turbinenschnellabschaltung (TUSA) kommt. Fall D ist der Normalfall mit funktionierender Schnellabschaltung.

In allen Fällen ist angenommen, daß die Druckhalterregelung eingeschaltet ist und die Primärpumpen laufen. Die Hochdruckeinspeisung wird im betrachteten Zeitabschnitt noch nicht angeregt.

In den Bildern 9 und 10 sind Neutronenfluß und an die Sekundärseite abgegebene Leistung dargestellt. Im Fall B und C ist angenommen, daß die durch die Kühlmitteltemperaturregelung bewirkte Leistungserhöhung von der Stabausfahrverriegelung auf 107 % begrenzt wird. Im Fall D kommt es zu einer Leistungsumkehr in den Dampferzeugern.

Bild 11 zeigt Primär- und Sekundärdruck. Es ist zu erkennen, daß im Fall D der Primärdruck niedriger als der Sekundärdruck ist. Da sowohl Primär- als auch Sekundärseite in Sättigung sind, liegt die Sekundärtemperatur über der Primärtemperatur (Umkehr des Energieeinflusses in den Dampferzeugern).

Der Dampfgehalt am Kernaustritt ist in Bild 12 dargestellt, berechnet mit einem homogenen thermohydraulischen Modell. Hier können zwar bei größeren Dampfgehalten Fehler auftreten, deren Größe im Einzelfall zu ermitteln ist, dennoch eignet sich das Modell dazu, die wesentlichen Rückwirkungseffekte zu untersuchen.

Eine wichtige Größe bei der Analyse von Druckhalter-Lecks ist der Druckhalter-Wasserstand. Er ist in Bild 13 als „collapsed level“ (wie ihn die Messung erfaßt) dargestellt. Es zeigt sich, daß, ähnlich wie im LOFT-Versuch L3-0, der Wasserspiegel erst dann kräftig ansteigt, wenn im Primärsystem der Siedezustand erreicht ist. Außerdem ändert sich der Wasserspiegel stark, wenn es infolge starken Ungleichgewichtes zwischen erzeugter und abgeführter Leistung (Schnellabschaltung, Turbinenschnellschluß) zu Temperaturänderungen im Primärsystem kommt.

Die ausgewählten Beispiele zeigen nur einen kleinen Ausschnitt aus der Vielfalt der möglichen Abläufe bei „kleinen Lecks“. Für eine umfassende Analyse, besonders der Anfangsphase, ist eine sehr detaillierte Kenntnis aller Daten der wirksamen Systeme erforderlich. Der Ablauf hängt oft sehr empfindlich von diesen Daten ab und kann für verschiedene Reaktoranlagen, auch wenn sie im Gesamtkonzept sehr ähnlich sind, sehr unterschiedlich sein.

An den Beispielen läßt sich auch erkennen, daß Anlagenmodelle für diesen Teil der Analyse geeignet sind, weil sie alle wichtigen Rückwirkungsmechanismen erfassen und besonders im Hinblick auf den Energietransport einen ausreichend großen Auflösungsgrad haben. Selbstverständlich ist zu berücksichtigen, daß die Beschreibung der thermohydraulischen Vorgänge im Primärkreis – basierend auf den Anforderungen für Transientenstörfälle – vereinfacht dargestellt ist und damit bisher noch eine Einschränkung im Modelleinsatz besteht. Dies gilt vor allem für die Gemischspiegelbildung im Primärsystem und im Druckhalter, für Abblasen von Gemisch und für den Wärmeübergang bei Kondensation in den Dampferzeugerrohren. Aus diesen Gründen wurde auch für den extremen Fall C die Rechnung nur bis ca. 160 s ausgeführt.

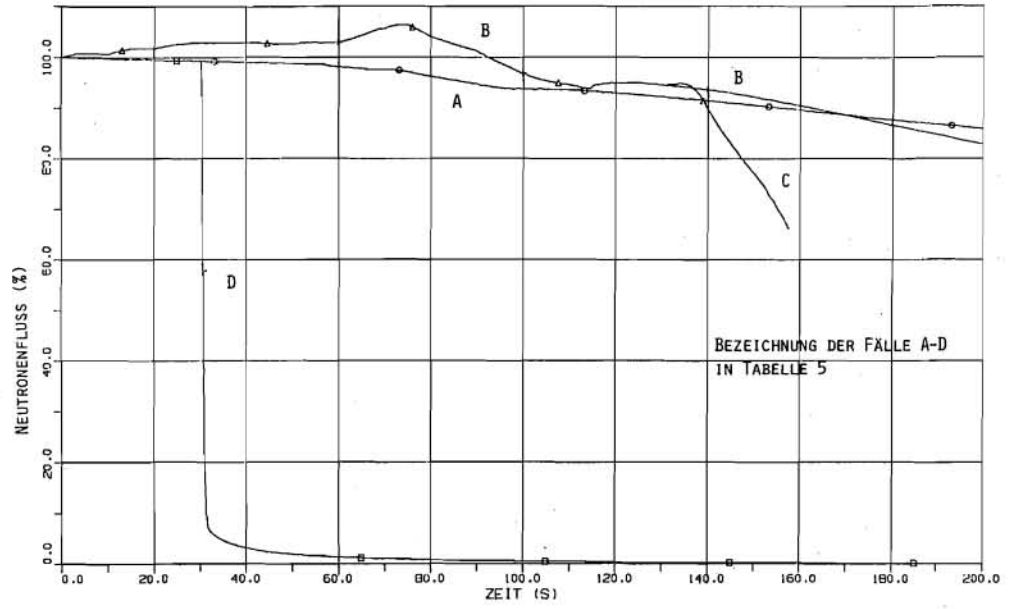


Bild 9: Neutronenfluß bei kleinem Leck im Druckhalter nach ALMOD-Rechnung

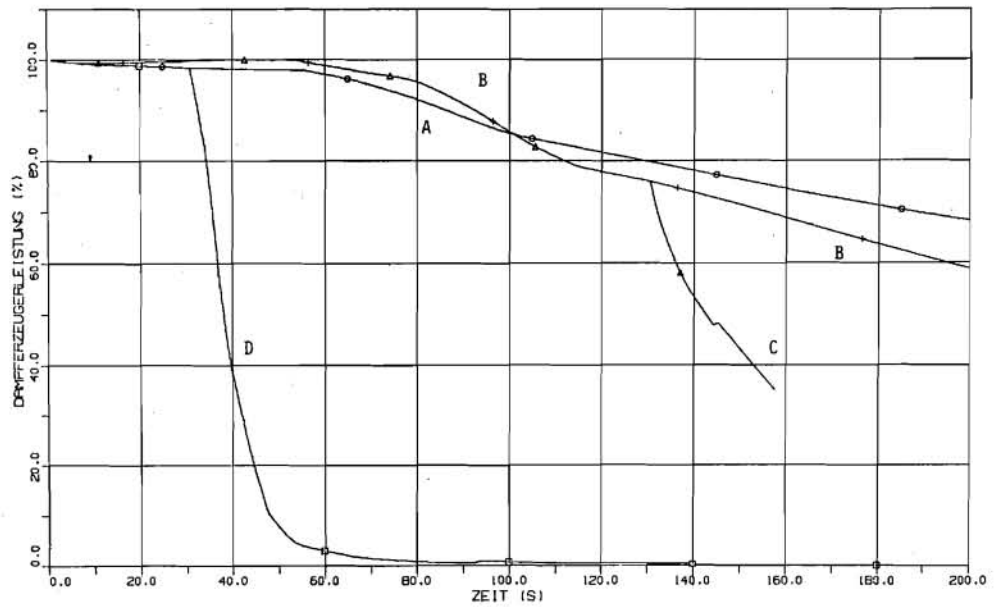


Bild 10: An die Sekundärseite übertragene Leistung bei kleinem Leck im Druckhalter nach ALMOD-Rechnung

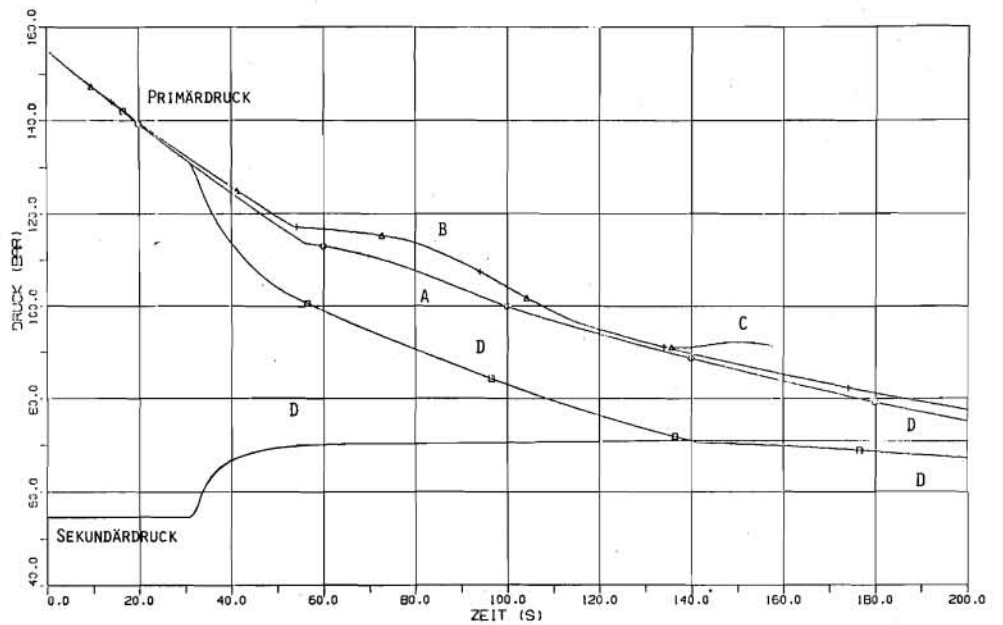


Bild 11: Primär- und Sekundärdruck bei kleinem Leck im Druckhalter nach ALMOD-Rechnung

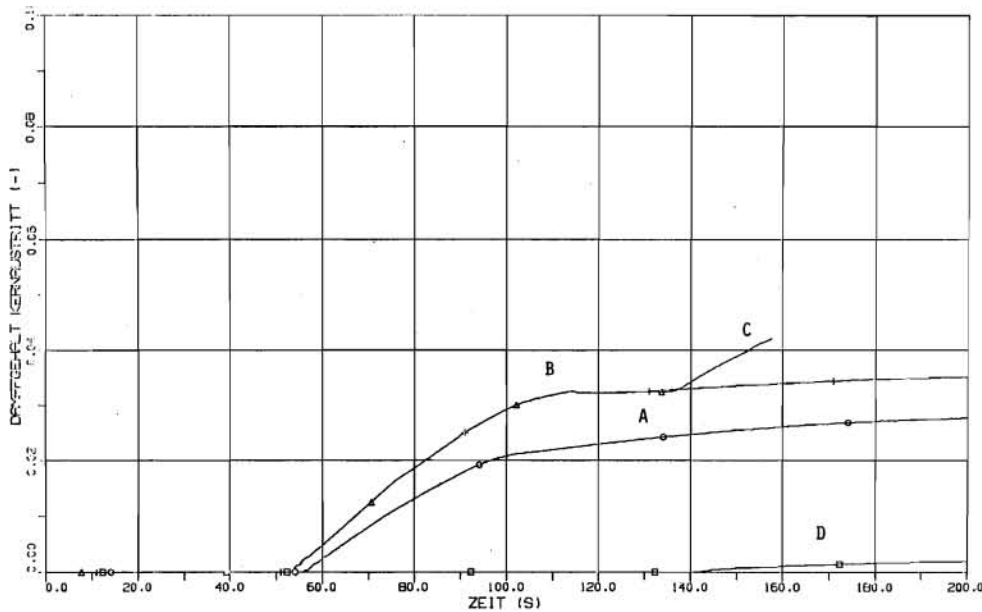


Bild 12: Dampfgehalt am Kernaustritt bei kleinem Leck im Druckhalter nach ALMOD-Rechnung

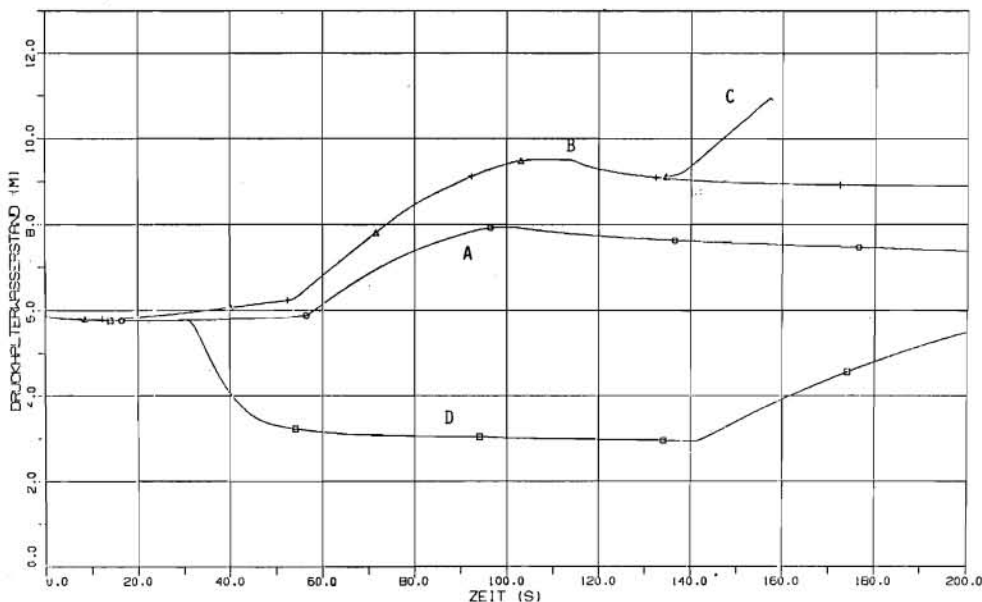


Bild 13: Druckhalter-Wasserstand bei kleinem Leck am Druckhalter nach ALMOD-Rechnung

Schlussfolgerungen

Der kurze Überblick über die Analysen „kleiner Lecks“ kann wegen der umfangreichen Problematik und der zahlreichen Aktivitäten auf experimentellem und theoretischem Gebiet nicht vollständig sein. Die einzelnen Probleme sowie einige Beispiele zur experimentellen und theoretischen Behandlung konnten nur kurz beschrieben werden. Zusammenfassend lassen sich jedoch daraus einige allgemeingültige Schlussfolgerungen ziehen.

Auch vor dem TMI-Störfall war die Problematik kleiner Lecks schon bekannt und sowohl die experimentellen Programme als auch die Aktivitäten auf theoretischem Gebiet (Modellentwicklung) waren zunehmend auf diese Problemstellung ausgerichtet. Der TMI-Störfall hat jedoch zu einer beschleunigten Verschiebung der Prioritäten von großen Rohrbrüchen zu kleinen Lecks geführt. Dies wird besonders an der Prioritätsverschiebung im Versuchsprogramm der LOFT-Anlage deutlich.

Dank des erheblichen experimentellen und theoretischen Aufwandes, der bisher für die Analyse von Kühlmittelverluststörfällen getrieben wurde, kann bereits ein Teil der Probleme

zu kleinen Lecks als gelöst angesehen werden. Für die noch zu verbessernden physikalischen Modelle (zum Beispiel Zweiphasen-Naturumlauf, Wärmeübergang beim Kondensieren, Anwesenheit von nicht kondensierbaren Gasen) sind zusätzliche Aktivitäten erforderlich, wobei die vorhandenen Experimentieranlagen und Rechenprogramme eine gute Ausgangsbasis bilden und ein beschleunigtes Vorgehen ermöglichen.

Bevor neue Experimentieranlagen für die Behandlung der Problematik der „kleinen Lecks“ geplant werden, ist sorgfältig zu prüfen, inwieweit vorhandene Anlagen genutzt werden können.

Die in Zukunft intensiver zu analysierenden Probleme lassen sich in zwei Gruppen gliedern:

1. Analyse des Verhaltens der gesamten Reaktoranlage bei kleinen Lecks unter besonderer Berücksichtigung aller Komponenten und Systeme (Regelsysteme, Schutzbegrenzungen, Sicherheitssystem);
2. Analyse extremer Anlagenzustände während Störfällen mit kleinem Leck unter der Annahme des Versagens wichtiger Systeme. Hier ist besonders der Ausfall der Not-

kühlsysteme (starke Reduzierung des Kühlmittelinventars im Primärsystem) und der Ausfall der Sekundärseite (keine ausreichende Wärmeabfuhr) zu betrachten.

Den Analysen zu 1. kommt eine besonders große Bedeutung zu, weil sie mit dem Ziel durchgeführt werden, den Kenntnisstand über das Anlagenverhalten bei „kleinen Lecks“ so zu verbessern, daß die Wahrscheinlichkeit dafür, daß ein solcher Störfall zu den unter 2. zu analysierenden Anlagenzuständen führt, erheblich verringert wird.

Schrifttum

- [1] McPherson, G. D.: The LOFT Facility. Techn. Mitt. 73 (1980), Nr. 3, S. 191 and GRS-16 (April 1980), S. 17.
- [2] Patton, M.-L.: Semiscale Mod-3 Test Program and System Description. NUREG/CR-0239, TREE-NUREG01212 (July 1978).
- [3] Riebold, W., et al.: Specification LOBI Pre-Prediction Exercise. Technical Note, NI 1, 06.01.79, Febr. 25, 1979.
- [4] Hein, D., F. Mayinger und F. Winkler: The Influence of Loop Resistance on Refilling and Reflooding in the PKL Tests. 5th Water Reactor Safety Research Information Meeting, November 7 to 11, 1977, Gaithersburg, USA.
- [5] CCTF Design of Cylindrical Core Test Facility. JAERI, Nov.1978 (unveröffentlichte Unterlage).
- [6] Steinhoff, F.: Development of a Blowdown Code for the Simulation of Steam Water Separation Effects (Water Level Problems) on the Basis of the Nonequilibrium Code DRUFAN. 2nd CSNI Specialists Meeting on Transient Two-Phase Flow, Paris, June 1978.
- [7] TRAC-P1 — An Advanced Best-Estimate Computer Program for PWR LOCA Analysis. Los Alamos, Scientific Laboratory Report LA-7279-MS (1978).
- [8] Ransom, V.-H., et al.: Code Development and Analysis Program RELAP 5/MOD „0“ Code Description. Vol. 1, CDAP-TR-057 (May 1979).
- [9] Paulsen, M.-P., et al.: RETRAN, a Computer Code for Water Reactor Accident and Operational Transient Analysis. Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Sun Valley, Idaho, USA, July/Aug. 1979.
- [10] Richert, K.-D., und K.-V. Moore: Model Description and Input Requirements for the IRS-Modifications to RELAP 4. EI-76-15 (June 1976).
- [11] Frisch, W., und K.-D. Schmidt: A PWR Plant Model for the Analysis of Large Amplitude Transients. Proc. of the 3rd Power Plant Dynamics Control and Testing Symposium, Sept. 1977, Knoxville, Tenn., USA.
- [12] Pham, V.-T.: OECD-Standard Problem 4. A Modeling of 6 % Small Cold Break on Semiscale Mod 1 (Test S-02-6) by Using Code RELAP 4/Mod 3 (54). November 1976.
- [13] Jarrell, D.-B.: Quick-Look Report on LOFT Nonnuclear Experiment L3-0. July 1979.

Diskussion

S. Hartwig (Battelle, Frankfurt):

Sind Ihnen Messungen am Leck selbst direkt beim Kühlmittelaustritt über die Dreiphasenzusammensetzung des Kühlmittels bekannt? Unter den drei Phasen verstehe ich die Dampfphase, die Flüssigkeit und den Anteil an kleinen Tröpfchen bzw. Aerosolen. Diese Information, besonders der Aerosolanteil ist für Risikoanalysen wichtig. Hier sind nicht nur differentielle, sondern auch integrale Messungen interessant, die dann Gesamtquellstärken darstellen würden.

W. Frisch (GRS):

Mir ist im Augenblick kein Experiment gegenwärtig, in dem Messungen so durchgeführt werden, wie Sie sie für Ihre Zwecke benötigen. Mir ist aber bekannt, daß bei den Integralanlagen, die zukünftig für kleine Lecks eingesetzt werden, hier mehr Aufwand zur Massendurchsatzbestimmung getrieben wird. Bei zukünftigen Ventiltests zu Transienten sind ebenfalls genauere Messungen des Abblase-Massenstroms vorgesehen.

Schlußwort und Zusammenfassung der Ergebnisse

Von F. Mayinger¹⁾

Das GRS-Fachgespräch 1979 stand unter dem Thema „Analyse von Kühlmittelverlust-Störfällen heute“ und war dabei im Untertitel schwerpunktmäßig ausgerichtet auf die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen. Für zusammenfassende Überlegungen drängen sich deshalb die Fragen auf

- Was sind die neuen sicherheitstechnischen Erkenntnisse?
- Welche Konsequenzen sind daraus für die sicherheitstechnische Anwendung abzuleiten?
- Welchen Platz nimmt LOFT bei der Untersuchung von Kühlmittelverlust-Störfällen ein?

Im ersten Beitrag des Fachgespräches wurde auf das international breit angelegte und zwischen den einzelnen Ländern großenteils auch kooperativ durchgeführte Forschungsprogramm zur Reaktorsicherheit hingewiesen. Die experimentellen und theoretischen Aktivitäten zur Reaktor-Notkühlung

kann man in drei ihrer Ausrichtung nach unterschiedliche, aber in der Zielsetzung aufeinander abgestimmte Bereiche unterteilen.

1. Grundlagenforschung zur Bereitstellung von Erkenntnissen über physikalische Phänomene und zur Schaffung quantitativer Daten über die Auswirkung physikalischer Effekte, wie zum Beispiel Wärmeübergang, kritisches Ausströmen, Entrainment usw.,
2. Untersuchungen über spezielle Rückwirkungen der geometrischen und konstruktiven Gegebenheiten in einzelnen Reaktorbauteilen sowie von einfachen Koppelungseffekten und physikalische Phänomene thermo- und fluiddynamischer Art,
3. Untersuchungen zum Integralverhalten des aus einer Vielzahl von Bauelementen bestehenden Gesamtsystems eines Reaktors unter Verwendung der Erkenntnisse aus den Grundlagenuntersuchungen und aus den Untersuchungen zu den speziellen apparativen Gegebenheiten.

1) Professor Dr.-Ing. Franz Mayinger, Institut für Verfahrenstechnik an der Universität Hannover.

Versucht man zuerst die Frage nach dem Platz, den die LOFT-Versuchsanlage im internationalen Forschungsprogramm einnimmt, zu beantworten, so ist darauf hinzuweisen, daß diese Versuchsanlage als einzige das Integralverhalten eines komplett nachgebildeten Primärsystems mit der nuklearen Beheizung koppelt und damit dem realen Verhalten eines Reaktors im Störfall hinsichtlich der nuklear-fluiddynamischen Rückwirkung sehr nahe kommt. Auf der anderen Seite bringen die nukleare Beheizung und die Größe der Anlage meßtechnische Schwierigkeiten mit sich und beschränken – wegen des notwendigen finanziellen und zeitlichen Aufwandes – die Zahl der Versuche und damit den Bereich und Detaillierungsgrad des nachbildbaren Störfallspektrums. Die LOFT-Versuchsanlage ist im internationalen Forschungsprogramm jedoch nicht singulär zu sehen, sondern im Verbund mit dem Betrieb der anderen großen Experimentierkreisläufe für Integralversuche wie Semiscale, LOBI, PKL oder ROSA. Durch ein abgestimmtes Versuchsprogramm und durch vergleichende Analyse der experimentellen Ergebnisse können meßtechnisch bedingte Schwierigkeiten und anlagenspezifische Beschränkungen überwunden werden, so daß man ein zuverlässiges und genaues Bild über den zu erwartenden Notkühlvorgang erhält.

Bei der Diskussion des Platzes, den LOFT in der Notkühlanalyse einnimmt, darf nicht vergessen werden, daß das dort durchgeführte und vorgesehene Forschungsprogramm den ersten großen Anstoß zu einer mehrere Nationen umfassenden internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung gab. Diese multinationale Kooperation, die sich nicht mehr wie früher auf die reine Auswertung von Forschungsergebnissen beschränkt, sondern eine gegenseitige Koordination und Abstimmung der Aktivitäten beinhaltet, war eine der wesentlichsten Voraussetzungen für die Erfolge der Reaktorsicherheitsforschung in den vergangenen Jahren. Wegen der Komplexität der Störfallmöglichkeiten ist dieses Zusammenspiel von internationalem Erfahrungsaustausch und Abstimmung der Forschungstätigkeit für die Reaktorsicherheit unerlässlich.

Analysiert man die Erkenntnisse, die aus den Forschungsarbeiten der vergangenen Jahre zur Notkühlung gezogen werden können, so ist zunächst das für die sicherheitstechnische Beurteilung von Kernkraftwerken sicher wichtige Ergebnis zu nennen, daß die im Genehmigungsverfahren verwendeten Rechenprogramme aufgrund der dabei gemachten konservativen Annahmen, wesentlich höhere Hüllrohrtemperaturen vorhersagen, als sie in einem tatsächlichen Störfall gleicher Versagensmodalität zu erwarten wären. Damit ist auch der Schadensumfang im Core und die Freisetzung radioaktiver Produkte in den Sicherheitsbehälter geringer.

Für eine wohl abgerundete und sorgfältig ausgewogene Sicherheitsstrategie ist eine andere Erkenntnis viel wichtiger, nämlich die, daß heute verfügbare Rechenprogramme in der Lage sind, das reale thermo- und fluiddynamische Verhalten im Primärkreis eines wassergekühlten Reaktors, im Falle eines Kühlmittelverlustes und unter den Bedingungen der Notkühlung, genau und zuverlässig vorherzusagen. Das heißt es sind heute sogenannte „Best Estimate“-Rechnungen möglich, wobei allerdings noch zu berücksichtigen ist, daß von den physikalischen Annahmen ein Teil deterministischer – zum Beispiel die Nachzerfallswärme – und ein Teil probabilistischer Natur sind. Doch auch bei den probabilistischen Einflußgrößen lassen sich zuverlässig abschätzbare Wahrscheinlichkeiten

für konservative und für dem realen Verhalten am nächsten kommende Annahmen machen.

Eine wesentliche Erkenntnis ist aber auch, daß sich die enge Koppelung zwischen Experiment und Theorie in der Sicherheitsforschung bewährt hat. Dieses gekoppelte Vorgehen sieht vor, daß die theoretische Analyse am Experiment verbessert wird und daß das Experiment ein Testbett für die Theorie, das heißt für Rechencodes zur Notkühlanalyse darstellt. Diese Forschungsstrategie war vor acht bis zehn Jahren keineswegs unwidersprochen, da man damals noch sehr stark auf Demonstrationsversuche baute und den Integralversuch, zum Beispiel in der LOFT-Anlage nicht so sehr als Verifikation eines hochentwickelten Rechenprogrammes sah.

Eine erste, rein fachliche Konsequenz aus den neuen Erkenntnissen zur Notkühlanalyse ist die Notwendigkeit, daß genaue Rechnungen Nichtgleichgewichtseffekte zwischen den Phasen Dampf und Flüssigkeit berücksichtigen müssen, und daß die Erhaltungssätze für Masse, Energie und Impuls in Form von Differentialgleichungen für beide Phasen *getrennt* anzusetzen sind.

Für eine langfristige Überarbeitung sicherheitstechnischer Leitlinien wassergekühlter Reaktoren kann und muß man aus den Erkenntnissen der Notkühlanalysen die wichtige Folgerung ziehen, daß man bei den Rechnungen zum Genehmigungsverfahren nicht mehr *a priori* von konservativen Annahmen auszugehen braucht, sondern „Best Estimate“-Rechnungen durchführen kann. Das gibt die Möglichkeit, die Genehmigungsanforderungen hinsichtlich der Auswirkungen eines Störfalles zu präzisieren, das heißt man braucht nicht mehr so sehr auf, für den Schaden mittelbare Parameter wie maximale Hüllrohrtemperatur und obere Oxidationsgrenze abzuheben, sondern kann das maximal zulässige Stabversagen unmittelbar vorschreiben und damit die radioaktive Freisetzung in den Sicherheitsbehälter klarer definieren und eingrenzen. Hierbei ist keineswegs an eine Lockerung oder gar Reduzierung der sicherheitstechnischen Anforderungen gedacht, vielmehr geben die Ergebnisse der „Best Estimate“-Rechnungen, zusammen mit der Präzisierung der Genehmigungsanforderungen, die Möglichkeit, Verbesserungen im Vorfeld der Störfalleinleitung vorzunehmen, dadurch daß man die Instrumentierung stärker auf die frühzeitige und zweifelsfrei interpretierbare Anzeige kleiner Störfälle ausrichtet und das Reaktorschutzsystem hinsichtlich der Priorität seiner Schalthandlungen überprüft, um die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten kleinerer Störfälle zu reduzieren und Folgefehler oder menschliches Versagen nach solchen Störfällen, soweit als möglich zu vermeiden.

In diesem Zusammenhang sind auch die Aktivitäten zur Beherrschung kleiner Lecks zu sehen. Störfallanalysen, bei denen kleine Lecks im Primärkreis unterstellt werden, sind in der Bundesrepublik Deutschland seit einigen Jahren – also lange vor dem Unfall im Reaktor Three Miles Island – Bestandteile des Genehmigungsverfahrens, und es stehen hierfür Rechenprogramme zur Verfügung, wenn sie auch weniger weit fortgeschritten sind, als die für die Anwendung auf große Lecks. Ein international angelaufenes Forschungsprogramm, das insbesondere auch zur Zeit in Arbeit befindliche und im Frühjahr 1980 abgeschlossene Versuche in der deutschen PKL-Anlage einschließt, gestattet es, die Rechenprogramme zu verbessern und in Kürze an repräsentativen experimentellen Ergebnissen zu verifizieren. Erste Ergebnisse zu Störfällen mit kleinen Lecks liegen aus LOFT-Versuchen bereits vor.