

F. Mayinger

### 1. Einleitung

In der Technik ist es häufig und durchaus geübte Praxis, ein Produkt aufgrund der im Laufe seiner Nutzung gesammelten Erfahrungen zu verbessern. Dies gilt für alle Aspekte der Produktqualität, sei es Wirtschaftlichkeit, Zuverlässigkeit oder Sicherheit. Die sicherheitstechnische Auslegung von Kernkraftwerken sieht sich aus verständlichen Gründen einer völlig anderen Situation gegenüber. Es ist nicht möglich, "den Reaktorunfall zu proben", sondern Kernreaktoren und ihre sicherheitstechnischen Einrichtungen müssen von vornherein so ausgelegt und ausgerüstet sein, daß für die nähere und weitere Umgebung des Kraftwerkes unzulässige Folgen eines Reaktorunfalles ausgeschlossen sind. Man ist also gezwungen, durch sorgfältige Überlegungen und Berechnungen den "größten anzunehmenden Unfall" (GAU) nicht nur abzuschätzen, sondern klar zu definieren und die Zuverlässigkeit der zu seiner Beherrschung bereitgestellten technischen Noteinrichtungen durch geeignete konstruktive Maßnahmen zu gewährleisten.

Bei den wassergekühlten Kernreaktoren wird der größte anzunehmende Unfall meist als Bruch der größten kühlmittelführenden Rohrleitung des Primärsystems definiert. Durch äußerst sorgfältige Fertigung und verschiedene moderne Prüfverfahren ist das Auftreten eines solchen Bruches äußerst unwahrscheinlich. Analysen nach der Wahrscheinlichkeitstheorie ergaben, daß er pro Reaktor alle 100.000 Jahre zu erwarten ist. Angesichts der Folgen einer unzulässigen Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung des Reaktors ist es eine selbstverständliche Forderung, daß auch dieser Unfall ohne schädliche Auswirkungen auf die Nachbarschaft des Reaktors sicher zu beherrschen ist.

Nach dem Bruch einer primär-Kühlmittel-führenden Rohrleitung wird das ausströmende Kühlmittel zwar in jedem Falle zuverlässig von

dem den Reaktor umgebenden gasdichten Sicherheitsbehälter aufzufangen und am weiteren Austreten in die Umgebung gehindert, für die wärmeabgebenden Brennelemente im Kern des Reaktors bedeutet dies jedoch den Verlust des Wärmetransportmediums und wegen der trotz Schnellabschaltung des Reaktors noch freiwerdenden Nachzerfallswärme würde es bei ungenügender Kühlung zu einer unzulässigen Erwärmung und damit zu einer Beschädigung oder Zerstörung des Reaktorkerns kommen. Dies zu verhindern ist die Aufgabe des Notkühlsystems.

## 2. Anforderungen an das Notkühlsystem

Leichtwassergekühlte Kernkraftwerke werden als Druckwasserreaktoren oder als Siedewasserreaktoren gebaut. Der Ablauf des Kühlmittelverluststörfalles und die Anforderungen an das Notkühlsystem sind für beide Reaktortypen in vielen Punkten ähnlich. So ist die nach dem Abschalten durch Nachzerfall noch freigesetzte Wärme unabhängig von der Bauweise des Reaktors, sie beträgt in den ersten Minuten einige Prozent der thermischen Reaktorleistung, was bedeutet, daß für eine Anlage von 1.000 MWe von dem Notkühlsystem 50 - 100 MW abgeführt werden müssen. Hinzu kommt die in den ersten Augenblicken nach dem Unfall noch in den Brennstoffstäben gespeicherte Wärme. Der Brennstoff, d.h. das Urandioxid, ist, wie bekannt, in Form von Tabletten in Rohre gefüllt, die aus Zirkonlegierung bestehen und die an beiden Enden gasdicht verschlossen sind. Beim größten anzunehmenden Unfall muß vermieden werden, daß der Brennstoff bzw. die im Laufe des Reaktorbetriebes entstandenen Zerfallsprodukte in unzulässigem Maße aus diesen Zirkonhüllen austreten, was zu einer erheblichen Zunahme der Radioaktivität im Sicherheitsbehälter führen würde.

Bei hohen Temperaturen verlieren bekanntlich Zirkon und Zirkonlegierungen erheblich an mechanischer Festigkeit und der durch gasförmige Spaltprodukte aufgebaute, z.T. aber auch bereits von Füllungsanfang an vorhandene Innendruck kann dann zu einem Aufplatzen

oder Aufblähen der Zirkonrohre führen. Im erstgenannten Fall spricht man von einem Bersten, im zweiten vom sogenannten "Ballooning" der Hüllrohre. Darüber hinaus tritt bei hohen Temperaturen eine chemische Reaktion zwischen Zirkon und dem noch vorhandenen Wasserdampf auf, wobei das Zirkon oxidiert und Wasserstoff freigesetzt wird. Größere Mengen freigesetzten Wasserstoffes würden die Gefahr einer Knallgasexplosion herbeiführen.

Aus der Forderung nach einer möglichst weitgehenden Integrität der Brennelemente bzw. Brennstoffstäbe nach dem Kühlmittelverlust-Unfall wurden deshalb Kriterien bzw. Grenzwerte festgelegt, die im Störfall mit Sicherheit nicht überschritten werden dürfen. Auch in der Öffentlichkeit hinreichend bekannt und häufig diskutiert sind die von der US-Atomenergie-Kommission aufgestellten Forderungen, die bestimmen, daß

1. die maximale Temperatur der Zirkonhüllen 1200°C nicht überschreiten darf
2. höchstens 1 % des im Reaktor vorhandenen Zirkons von der Zirkon-Wasserreaktion erfaßt werden darf
3. höchstens 17 % der Hüllwandstärken durch die Zirkon-Wasserreaktion oxidiert sein darf und
4. die Brennelemente durch ein zu bereitstellendes Notkühlssystem hinreichend lange und zuverlässig gekühlt werden müssen.

Aus der Bedingung einer möglichst weitgehenden Integrität der Brennstabhüllen während und nach dem größten anzunehmenden Unfall, auch Kühlmittelverluststörfall genannt, ergeben sich in einfacher und plausibler Weise die Anforderungen an den Ablauf der Notkühlung sowie an den Aufbau und die Wirkungsweise der dafür vorzusehenden technischen Einrichtungen. Unzulässige Temperaturen der den Brennstoff und die Zerfallsprodukte einschließenden Zirkonrohre können nur verhindert werden, wenn jede der folgenden Forderungen erfüllt sind.

1. Es muß gewährleistet sein, daß nach dem Kühlmittelverlust neues Kühlmittel rechtzeitig alle Stellen des Reaktorkerns ungehindert erreichen kann.
2. Die Wärmeübergangsverhältnisse zwischen Hüllrohroberflächen und Kühlmedium müssen genügend gut sein.
3. Der mit der Nachwärme beladene Kühlmittelstrom muß aus dem Reaktorkern abströmen können, um neuem kaltem Medium den Zutritt zu erlauben und
4. die technischen Einrichtungen für die Not- und Nachkühlung - das sogenannte Notkühlsystem - müssen Kühlmedium zuverlässig, rechtzeitig in hinreichender Menge und über beliebig lange Zeit zur Verfügung stellen.

Mit diesen einfachen Betrachtungen sind bereits die Probleme angesprochen, die in jüngster Zeit nicht nur in der Fachliteratur wiederholt diskutiert wurden, sondern die auch Gegenstand eines öffentlichen Anhörungsverfahrens - eines sogenannten Hearings - in den Vereinigten Staaten vor der Atomenergie-Kommission waren. Die Diskussion über die Wirksamkeit des Notkühlsystems kristallisierte sich dabei vor allem auf das Ballooning und Bersten der Zirkonhüllen infolge des inneren Spaltgasüberdruckes bei zu hohen Temperaturen und auf die Behinderung der Dampf- bzw. Kühlmittelabströmung aus dem Core - im amerikanischen "steam-binding" genannt - was wiederum eine mangelnde Kühlmittelnachströmung und damit schlechte Kühlung zur Folge hat. Ausgangspunkt aller dieser Diskussionen um die Kernnotkühlung war seinerzeit die Nachricht, bei Versuchen in Idaho sei das in ein verkleinertes Reaktordruckbehältermodell eingespeiste Notkühlmittel am Kern vorbeigeströmt und aus der gebrochenen Kühlmittelleitung wieder ausgetreten, ohne den Kern merklich gekühlt zu haben.

Vor einer näheren Betrachtung dieser Fragen soll zunächst einmal das Notkühlsystem der Leichtwasserreaktoren kurz vorgestellt und der Unfallablauf skizziert werden.

### 3. Notkühlsysteme und Unfallablauf

Beim Bruch einer Hauptkühlmitteleitung sinkt der Druck im Reaktor-druckbehälter rasch ab. Der zeitliche Druckgradient ist insbesondere beim Druckwasserreaktor, in dem sich Wasser unterkühlten Zustandes befindet, am Anfang sehr groß, da schon die geringste ausströmende Menge ein Absinken des Systemdruckes auf Sättigungsdruck bewirkt. Durch die mit dem Ausströmen, insbesondere in der ersten Phase verbundenen Reaktionskräfte müssen die Reaktorstrukturen und der Primärkreislauf beachtlichen hydraulischen Belastungen standhalten, um eine nachkühlfähige, d.h. nicht deformierte Kerengeometrie und eine ungehinderte Noteinspeisung in den Reaktorkühlkreislauf sicherzustellen.

Im Verlauf des Druckabfalls infolge Ausströmens - auch Blowdown genannt - kommt es im Reaktordruckbehälter zu einer heftigen Entspannungsverdampfung, die die Wärmeübergangsbedingungen im Reaktorkern wesentlich beeinflusst. Sie kann bei mäßigen Wärmestromdichten - allerdings nur ganz kurzfristig - sogar zu einer leichten Verbesserung des Wärmetransportes im Vergleich zu normalen Betriebsbedingungen führen. In der Regel wird aber beim oder unmittelbar nach dem Unfall Filmsieden einsetzen, das den Wärmefluß von den Brennstoffhüllen zum Wasser bzw. Wasserdampfgemisch erheblich verringert.

In Bild 1 sind für einen Druckwasserreaktor über der Zeit nach Unfallbeginn der Druck im Reaktorbehälter und dessen Kühlmittelinhalt aufgetragen. Man erkennt, daß beim Bruch der Hauptkühlmitteleitung eines Druckwasserreaktors der Ausströmvorgang in weniger als 20 sec. beendet ist. Kurz vor Ende des Ausströmvorganges ist ein Wiederaansteigen des Kühlmittelvolumens zu beobachten, dies ist darauf zurückzuführen, daß nun das Notkühlsystem wieder Wasser in den Reaktordruckbehälter zu fördern beginnt.

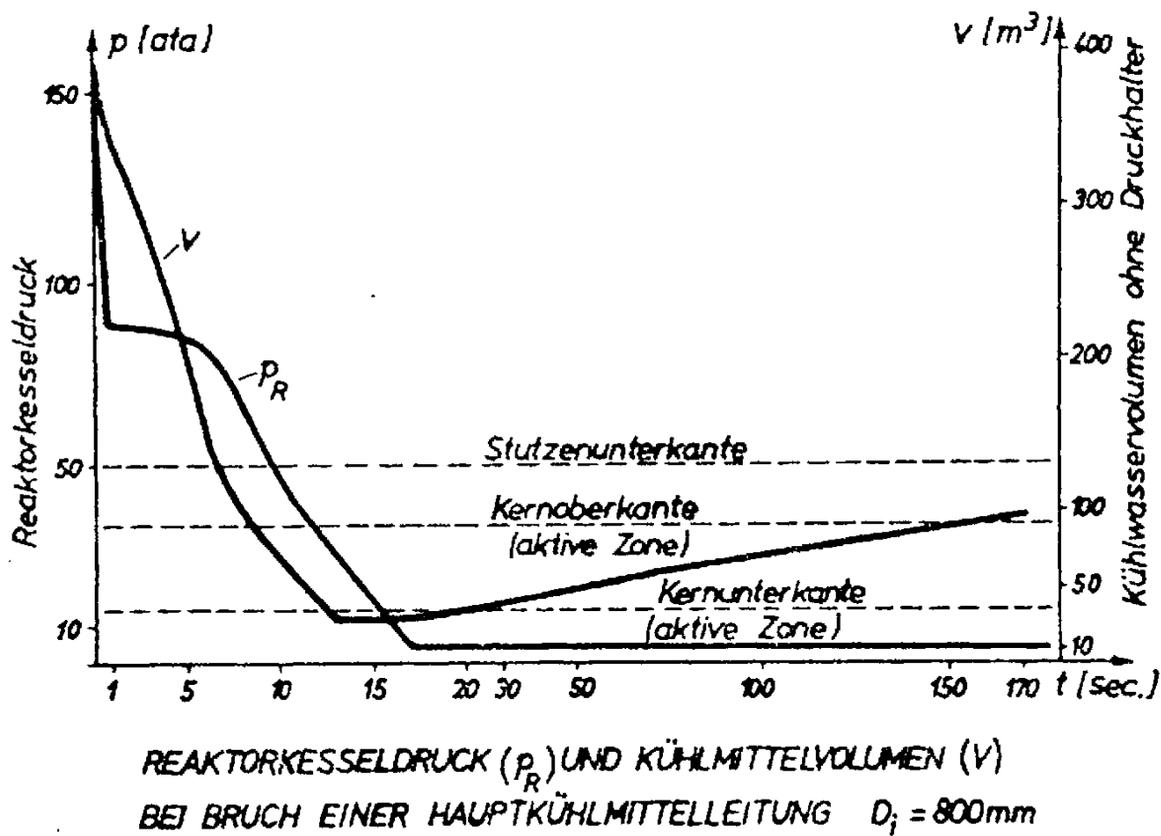
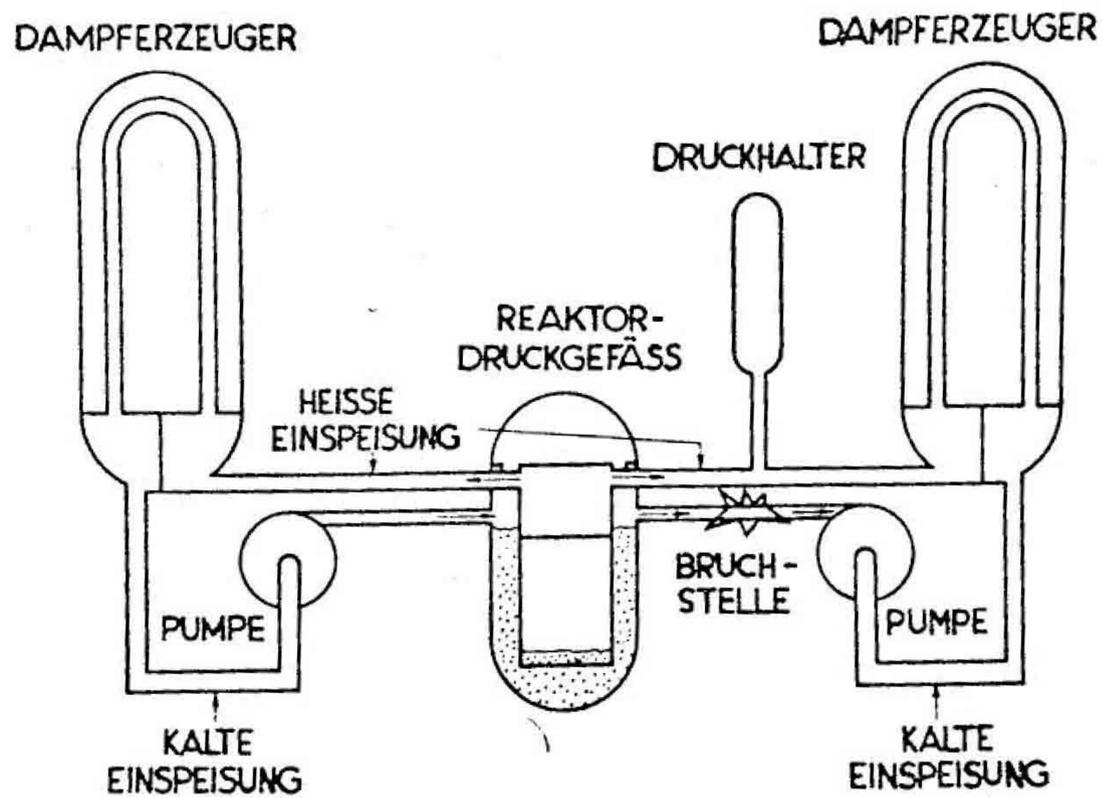


Bild 1

Auström- und Wiederauffüllvorgang nehmen einen komplizierten, nur mit großem mathematischen Aufwand voraussagbaren Ablauf, da an den Reaktordruckbehälter die Primärkreisläufe - in der Regel 4 - angeschlossen sind, wie Bild 2 zeigt. Der Übersichtlichkeit halber sind in Bild 2 nur zwei Primärkreise eingezeichnet. In einem dieser Primärkreise, auch Kühlkreisläufe genannt, befindet sich die Bruchstelle, aus der das Fluid ausströmt. Ein kurzer Blick auf Bild 2 zeigt, daß sich je nach Lage des Bruches in den Rohrleitungsabschnitten zwischen Reaktordruckgefäß, Dampferzeuger und Pumpe sehr



*Strömungswege beim Blowdown und Fluten eines Druckwasserreaktors*

Bild 2

unterschiedliche Strömungsverhältnisse beim Ausströmen und Wiederauffüllen ergeben. Der Rohrleitungsabschnitt zwischen Reaktorkessel und Dampferzeuger wird in der Regel als heißer Strang der vom Dampferzeuger über die Pumpe zum Reaktordruckbehälter als kalter Strang bezeichnet. Je nach Größe und Lage der Bruchstelle ergibt sich ein weites Spektrum möglicher Strömungszustände im Reaktorkern, angefangen von für die Kühlung günstigen hohen Geschwindigkeiten und Beschleunigungen bis zu kurzzeitigen Stagnationsphasen infolge Richtungsumkehr der Strömung oder momentan nicht mehr oder noch nicht vorhandenen Fluids. Das Notkühlssystem muß alle diese Möglichkeiten abdecken und Kühlfluid rechtzeitig und in ausreichender Menge wieder zur Verfügung stellen, wobei es

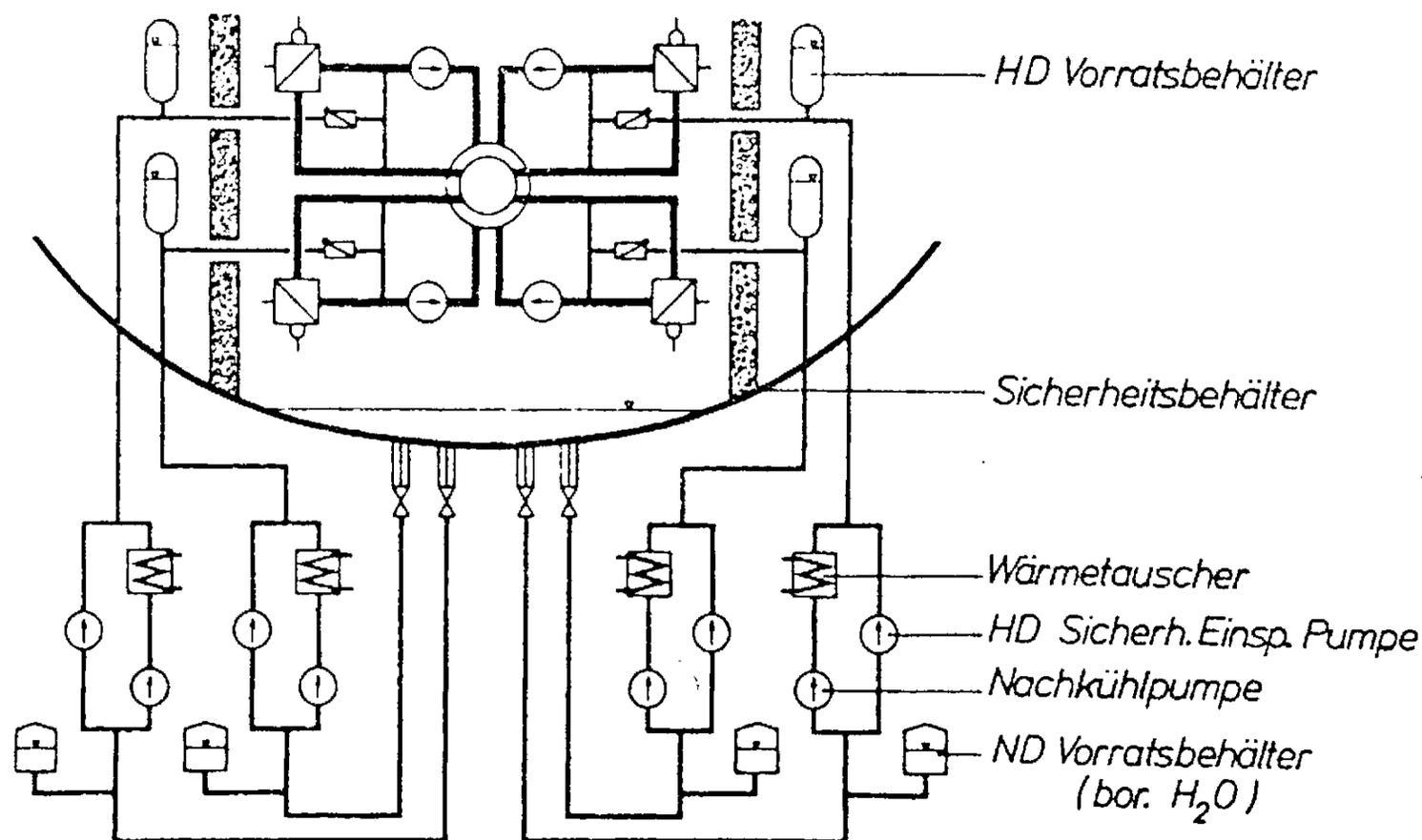
unter Umständen sogar möglich sein muß, kleinere Bruchgrößen zu überspeisen, d.h. trotz der Leckage Druckbehälter und Primärkreis, möglichst unter Druck mit Wasser gefüllt zu halten.

Einige Beispiele mögen die unterschiedlichen Verhältnisse demonstrieren. So wird beim Auslegungsunfall, d.h. beim Abreißen der Hauptprimärkreisleitung, die bei großen Anlagen einen Durchmesser bis zu 0,8 m hat, der Primärkreislauf innerhalb von 15 - 20 sec. entleert, wobei der Primärdruck auf den Ausgleichsdruck des Sicherheitsbehälters absinkt. Bei einem kleineren Leck, also Bruch einer Leitung von z.B. 20 cm Durchmesser, fällt der Wasserspiegel bereits bei einem Druck von 70 bar nahe an die Kernoberkante ab, wobei allerdings die Zweiphasenausströmung aus der Leckstelle, wenn der Wasserspiegel unterhalb der Bruchstelle liegt, in eine Dampfausströmung übergeht und damit den Kühlmittelverlust stark reduziert. Für die Beherrschung des erstgenannten Unfalles ist rasch eine große Förderleistung des Notkühlsystems bei niedrigem Druck, für den zweiten Fall eine relativ kleine Einspeiserate bei hohem Druck erforderlich. Dieser leckabhängige Unfallablauf hat zur Entwicklung von Kern-Notkühlssystemen geführt, die sowohl ein Hochdrucksystem für kleinere bis mittlere Lecks als auch schnell einspeisende Druckspeicher und ein Niederdrucksystem für die großen Lecks und für die Langzeitnachkühlung besitzt.

In Bild 3 ist ein Notkühlsystem für einen von der KWU entwickelten und gebauten Druckwasserreaktor dargestellt. Dieses Notkühlsystem ist aus Gründen einer möglichst hohen Zuverlässigkeit und Redundanz aus vier von einander völlig unabhängigen parallelen Einheiten aufgebaut. Man sieht aus diesem Bild, daß von jeder der vier Einheiten die Einspeisung von Kühlmittel in den Reaktordruckbehälter nach dem Unfall

über eine Hochdruckeinspeisepumpe,  
aus einem Druckspeicher und  
über die Niederdrucknach- und Notkühlpumpe

erfolgen kann. Das Kühlmittel wird dabei in den jeweils zugeordneten



Prinzipschaltbild des Kernnotkühlsystems bei einem Druckwasserreaktor

Bild 3

Primärkreis in den Reaktordruckbehälter und das Core über zwei Rohrleitungen geführt, wobei eine an den heißen Strang zwischen Reaktordruckbehälter und Dampferzeuger und die andere an den kalten Strang zwischen Dampferzeuger und Pumpe angeschlossen ist. Bei Ausfall der Stromversorgung steht für jede Notkühleinheit ein Notstromdiesel zur Verfügung.

Der bei großen Lecks benötigte Druckspeicher, der mit borierterem Wasser gefüllt ist und unter einem Gasdruck von ca. 30 bar steht, preßt nach Absinken des Drucks im Reaktordruckbehälter unter diesen Wert noch vor Beendigung des Unfall-Ausströmvorganges vorübergehend

Kühlfluid über eine Rückschlagarmatur und die o.g. Rohrleitungen in den Reaktordruckbehälter. Im weiteren Verlauf des Unfalles, nach dem der Gasdruck im Druckspeicher unter den Förderdruck der inzwischen angelaufenen Nachkühlpumpen gesunken ist, wird dieser Druckspeicher durch automatisches Schließen der Rückschlagarmatur vom Gesamtsystem getrennt und die Nachkühlpumpen fördern jetzt über eine im Normalbetrieb und damit auch im Störfall stets offene - in Bild 3 nicht eingezeichnete - Doppelarmatur kaltes boriertes Wasser aus dem Niederdruckvorratsbehälter in den Reaktor.

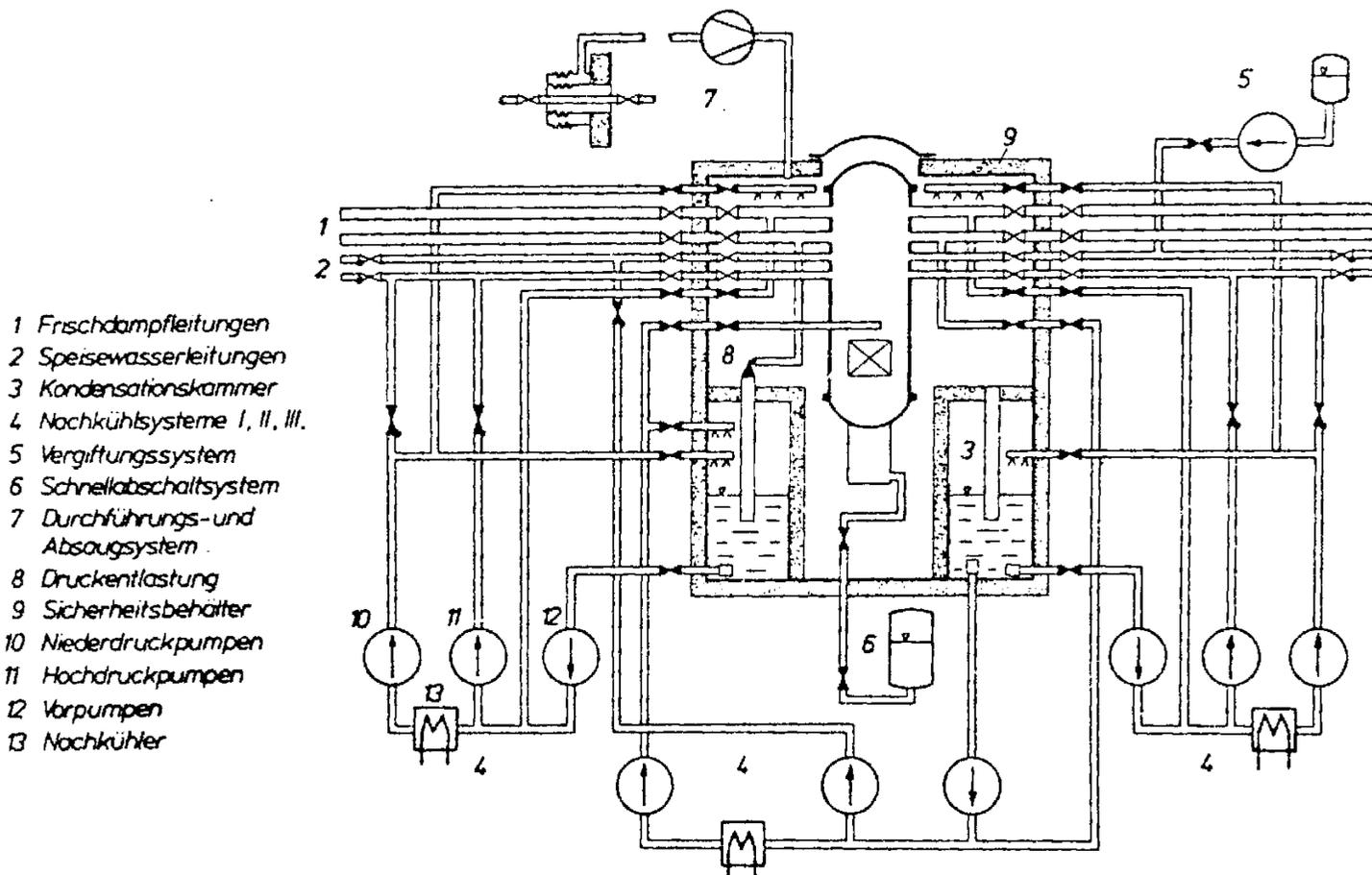
Nach etwa halbstündigem Betrieb ist das Wasser in diesem Niederdruckvorratsbehälter aufgebraucht, inzwischen hat sich aber das ausgeströmte Primärkreismedium an der tiefsten Stelle des Sicherheitsbehälters, dem sogenannten Sumpf, gesammelt, und das Niederdrucksystem bezieht jetzt sein in den Reaktor zu förderndes Wasser aus diesem Sumpf, wobei eine Zwischenkühlung in einem Wärmetauscher erfolgt.

Bei der Auslegung der vom Niederdruck-Notkühlsystem aufzubringenden Fördermengen wird von der äußerst pessimistischen Annahme ausgegangen, daß eine Notkühleinheit wegen Wartungsarbeiten nicht verfügbar ist, eine zweite ausfällt und ein Teil des Wassers, das von der an den gebrochenen Primärkreis angeschlossenen Notkühlpumpe gefördert wird, sofort aus der Leckstelle wieder ausströmt, ohne den Reaktorkern zu erreichen. Die dann noch verbleibenden Wassermengen müssen ausreichen, den Kern im Rahmen der vorgeschriebenen Temperaturgrenzen sicher zu kühlen.

Wie bei jeder technischen Anlage, so hängt auch die Zuverlässigkeit des Notkühlsystems von seiner Wartung und Instandhaltung ab. Aus diesem Grunde sind regelmäßige Überprüfungen und Wartungsarbeiten am Notkühlsystem vorgeschrieben. Bei einem monatlichen Prüfzyklus liegt die Ausfallwahrscheinlichkeit des Notkühlsystems bei  $10^{-5}$  Ausfällen pro Bedarf und Jahr, und das von aktiven Komponenten

fast freie Druckspeichersystem besitzt eine Versagenswahrscheinlichkeit von  $10^{-8}$  Ausfällen pro Bedarf und Jahr. Sowohl die deterministische als auch die probabilistische Betrachtungsweise zeigen, daß ein Versagen des hochredundanten Kernnotkühlsystems praktisch ausgeschlossen werden kann.

Das Not- und Nachkühlssystem von Siedewasserreaktoren ist etwas anders aufgebaut, jedoch ebenfalls in hohem Maße redundant gehalten. Bild 4 zeigt das Not- und Nachkühlssystem für einen von der KWU entwickelten Siedewasserreaktor neuester Bauart der so-

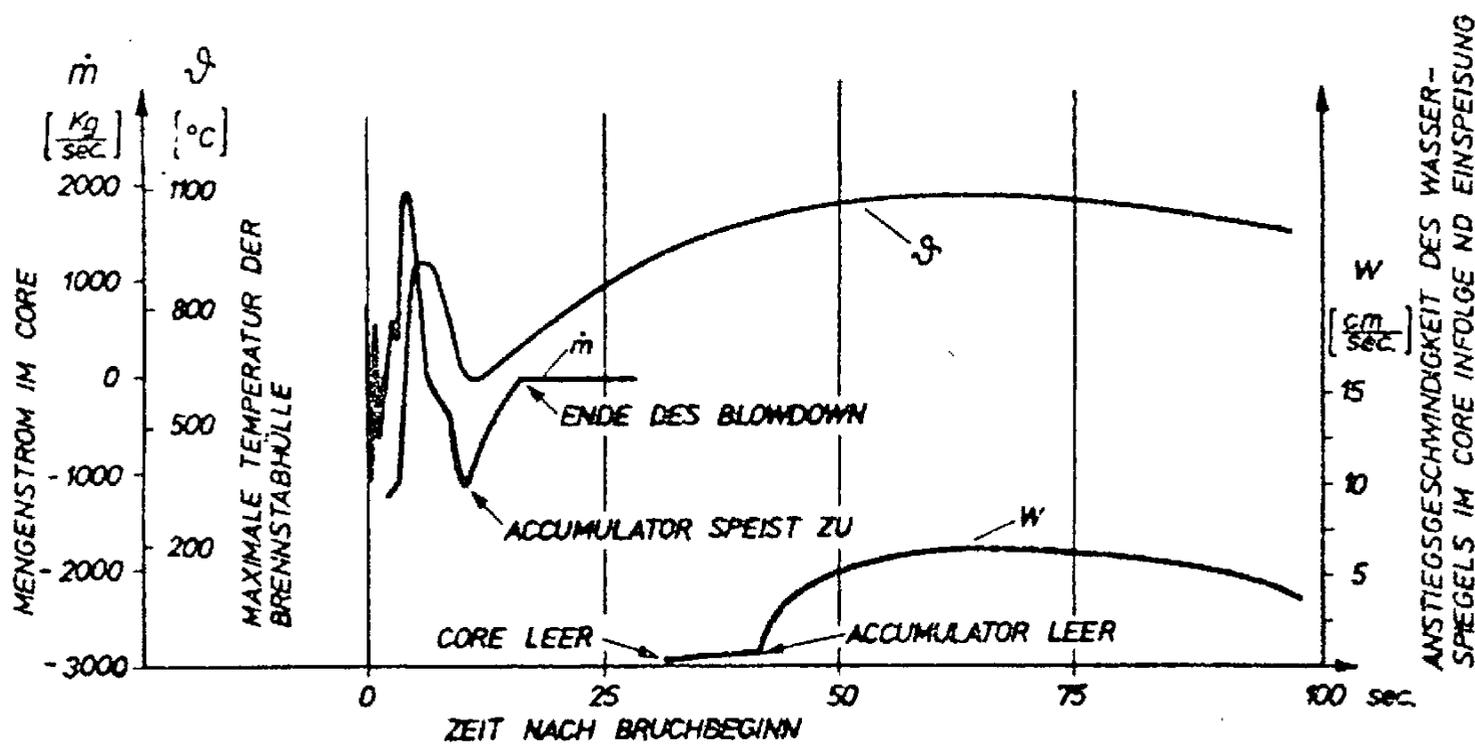


Notkühlssystem beim Siedewasserreaktor (KWU) Baulinie 72

Bild 4

nannten Baulinie 72. Die Kühlkapazität ergibt sich hier aus den drei Nachkühlsystemen (4), den Niederdruckpumpen (10) und den Hochdruckpumpen (11). Den beiden letztgenannten Pumpen ist jeweils bei Förderung des Notkühlwassers aus dem Sumpf des Sicherheitsbehälters eine weitere Pumpe (12) vorgeschaltet. Aus Gründen einer thematisch strafferen und übersichtlicheren Darstellung des Themas erscheint es zweckmäßig, die Betrachtungen der Notkühlvorgänge beispielhaft auf den Druckwasserreaktor zu beschränken, und es wird deshalb darauf verzichtet, das Notkühlsystem des Siedewasserreaktors hier weiter zu erläutern.

Erzungen durch den Kühlmittelverlust, aber gegengesteuert durch die Wirksamkeit des Notkühlsystemes ergibt sich für den Bruch der größten kühlmittelführenden Rohrleitung der in Bild 5 qualitativ dargestellte zeitliche Verlauf der wichtigsten thermo- und hydro-



Hülltemperatur und Mengenstrom im Core nach Gau

Bild 5

dynamischen Zustandsgrößen im Reaktorkern. Die Temperatur der Brennstabhüllen steigt in den ersten Sekunden sehr stark an. Als Folge kurzzeitig durch das Ausströmen an der Bruchstelle begünstigter fluiddynamischer Zustände ergibt sich dann eine Verbesserung des Wärmeüberganges und damit eine Rückkühlung der Brennstabhüllen. Nach Beendigung des Ausströmens kann der Reaktorkern für einige Augenblicke ohne Kühlmittel sein, und die Wärmeabfuhr von den Brennstoffstäben setzt erst dann wieder ein, wenn das aus dem Notkühlsystem eingespeiste Wasser den Fuß der Brennelemente erreicht, dort teilweise verdampft und das aufsteigende Dampf-Wassergemisch dann wieder Wärme abführt.

Mit zunehmender Wasserfüllung wird die Kühlung der Brennelemente besser, schließlich beginnt die Temperatur der Brennstabhüllen wieder langsam abzusinken, bis sie die für den Umschlag vom Film zu Blasensieden maßgebende Grenztemperatur erreicht haben, erst dann erfolgt ein Benetzen der Hüllrohre mit Wasser und daraus resultierend eine intensive Wärmeabfuhr mit rascher Temperaturabsenkung auf  $100 - 150^{\circ}\text{C}$ . Die weitere Wärmeabfuhr in den jetzt wieder mit Wasser gefluteten Brennelementen ist dann völlig unproblematisch, es muß nur dafür gesorgt werden, daß das Nachkühlsystem über einen langen Zeitraum Kühlwasser zur Verfügung stellt.

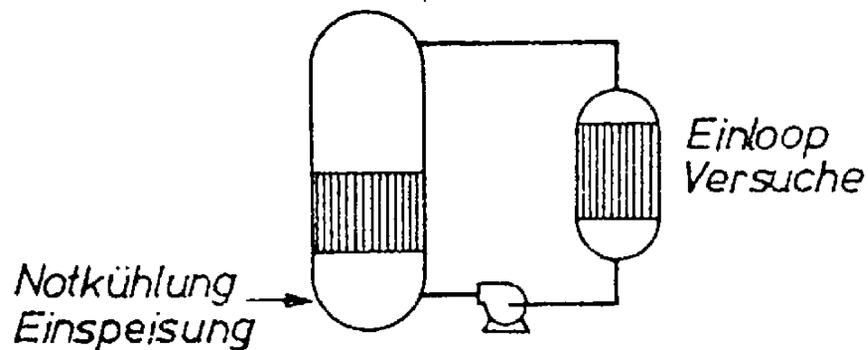
Da Erfahrungen mit Reaktorunfällen nicht vorliegen, drängt sich nun zwangsweise die Frage auf, wie kommt man zu dem hier geschilderten Verlauf und darüber hinaus zu präzisen quantitativen Aussagen über die Verhältnisse im Reaktordruckbehälter und an den Brennelementen während der gesamten Unfallphase.

### 3. Forschungsarbeiten zum Notkühlverhalten der Brennelemente

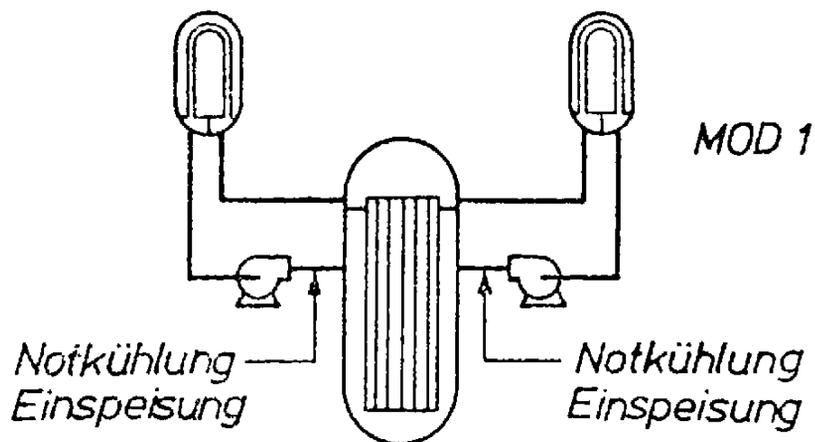
Bei der Erforschung des Unfallablaufes bietet es sich zunächst an, eine Versuchsanlage zu erstellen, die gezwungenermaßen zwar im stark verkleinerten Maßstabe, aber in den konstruktiven Details doch möglichst modellgetreu dem Reaktor entspricht. Dabei wird man die nukleare Wärmefreisetzung durch elektrische Beheizung von Brenn-

stabmodellen imitieren. Ähnlich aufgebaute Versuchsvorhaben wurden vor Jahren in den U.S.A. in Angriff genommen, und erste Ergebnisse aus den Semi-scale-Versuchen in Idaho führten zu recht spektakulären Ergebnissen, die dann Anlaß des vor der US-Atomenergie-Behörde abgehaltenen Hearings /1/ waren. Die ursprüngliche Versuchsanordnung für diese Semi-scale-Versuche bestand, wie Bild 6 zeigt, im wesentlichen aus einem Reaktordruckbehältermodell, in dem sich den Reaktorkern imitierende Heizstäbe befanden, sowie aus einem Primär-

*Ursprüngliche Versuchsanordnung*



*Neue Versuchsanordnung*

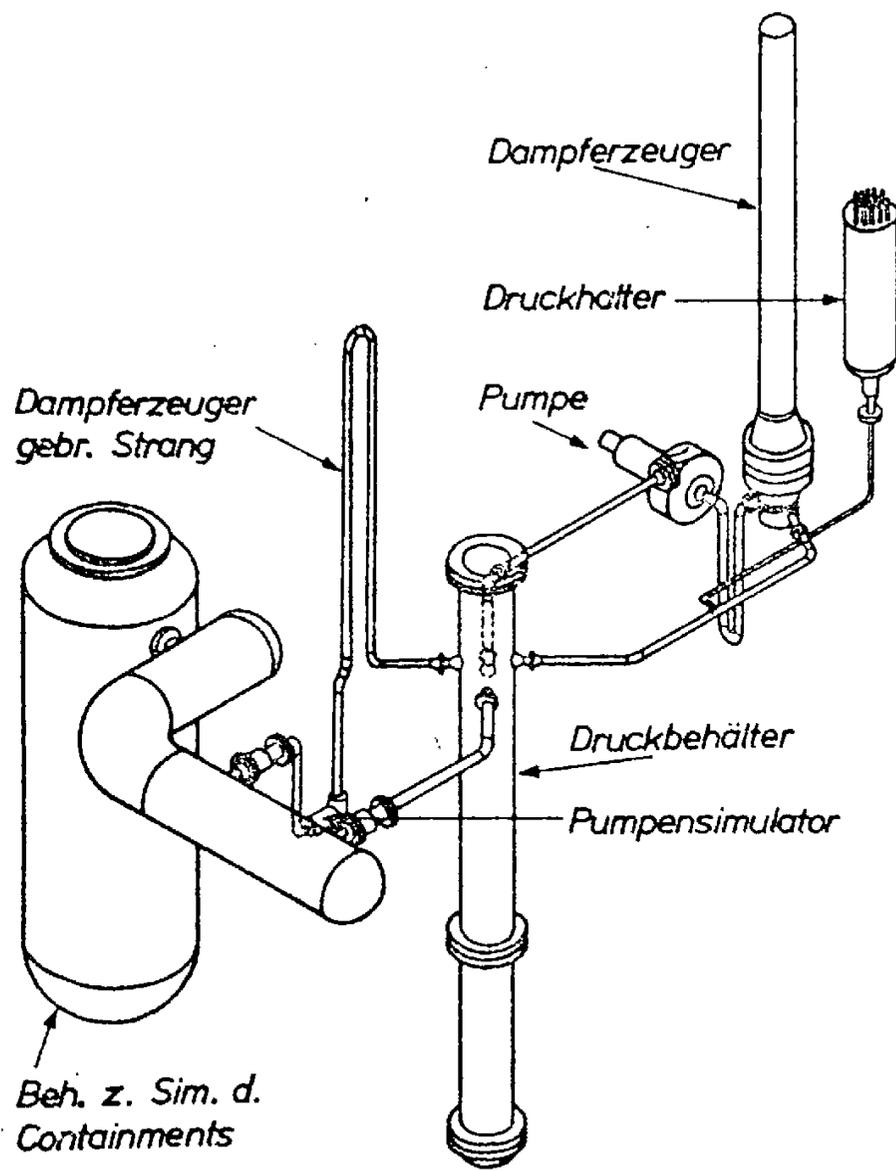


*Semiscale Versuche in Idaho*

Bild 6

kreislauf, an dem künstlich ein Leck erzeugt wurde. Die Einspeisung des Notkühlmittels erfolgte, wie eingezeichnet, im unteren Teil des Druckbehältermodelles, und die Versuche ergaben, daß das Kühlmedium ohne den Reaktorkern merklich zu kühlen über die Pumpe aus der Bruchstelle austrat. Die Diskussionen im Hearing haben klar ergeben, daß diese Versuchsbedingungen nicht reaktorrepräsentativ sind, und auch ohne technische Detailkenntnisse ist leicht einzusehen, daß das Notkühlwasser bei dieser Versuchsanordnung wenig Veranlassung hat, zum Reaktorkern zu strömen. In Idaho wurde deshalb eine neue Versuchseinrichtung gebaut, die im unteren Teil von Bild 6 schematisch dargestellt ist und bei der nun sowohl der gebrochene als auch die intakten Primärkreisläufe, zusammengefaßt in einen Versuchsstrang, simuliert sind.

Eine vereinfachte perspektivische Darstellung dieses neuen Idaho-Semiscale-Versuchskreislaufes gibt Bild 7. Mit den Versuchen soll noch im Laufe dieses Jahres begonnen werden. Überdenkt man solche sogenannte integrierte Versuche, so muß sich sofort die Frage aufdrängen, inwieweit die Versuchsbedingungen bei den versuchstechnisch stark verkleinerten Maßstäben und angesichts der äußerst komplexen hydrodynamischen und thermodynamischen Verhältnisse wirklich reaktorähnlich sind und wie sie auf die Originalbedingungen im Kernkraftwerk übertragen werden können. Leichtwasserreaktoren haben eine thermische Leistung von 3000 - 4000 mW, die zumindest für den Ausgangszustand des Kühlmittelverlustunfalles nachgebildet werden müßte, und die dann allerdings im Verlauf des Unfalles auf einige Prozent dieses Wertes absinkt. Das bedeutet, daß selbst in großen Versuchsanlagen mit einer elektrischen Energieversorgung von 10 - 20 mW die Versuche nur in einem äußerst beschränkten Modellmaßstab - Größenordnung 1 : 1000 - durchgeführt werden können. Man ist also gezwungen, über Ähnlichkeitsgesetze oder über eine mathematische Beschreibung der Vorgänge vom Modellversuch auf das Original in ziemlich weiten Grenzen zu extrapolieren. Schon eine erste rohe Aufschlüsselung des Problems - man hat es mit instationären Zweiphasenströmungen, Wärmespeichervorgängen, rasch wechselnden Wärmeübergangsverhältnissen und stark geometrieabhängigen



Versuchsanlage „Semiscale Mod-1“

Bild 7

Strömungszuständen zu tun - zeigt, daß die Modellgesetze äußerst kompliziert sind und nur mit Hilfe einer sehr umfassenden theoretischen Analyse auf die Originalbedingungen übertragen werden können.

Der Versuch einer Erarbeitung einer solchen Analyse beweist sehr rasch, daß sie die analytische Beschreibung des gesamten Notkühlvorganges, also der Blowdown und der Wiederauffüllphase umfassen muß, was nur mit aufwendigen Rechenprogrammen möglich ist. Ohne zuverlässige Übertragungsregeln können Versuche dieser Art zu schwer interpretierbaren Ergebnissen führen, die sowohl eine zu

optimistische als auch eine zu pessimistische Beurteilung des Notkühlablaufes nach sich ziehen können.

Numerisch mathematische Beschreibungen der hydro- und thermodynamischen Vorgänge beim Ausströmen und beim Wiederauffüllen während des Kühlmittelverlustunfalles sind in Form verschiedener Rechenprogramme bekannt. Einige dieser Rechenprogramme sind in Bild 8 zusammengestellt. Diese Rechenprogramme gehen alle aus von den

<i>Programm</i>	<i>Bemerkung</i>
<i>RELAP - 1</i>	} <i>Blowdown</i>
<i>CEFLASH</i>	
<i>BRUCH - D</i>	
<i>BRUCH - S</i>	
<i>BLOWDN - 1</i>	} <i>Kräfte auf Kerneinb.</i>
<i>WHAM</i>	
<i>LAMB</i>	
<i>THETA - 1B</i>	} <i>Kern aufheizen</i>
<i>LOCTA - R</i>	
<i>STRIKIN</i>	
<i>REFLOOD</i>	} <i>Wieder-auffüllen</i>
<i>PERC</i>	
<i>FLOOD - 1</i>	

*Rechenprogramme zur Beschreibung des Kühlmittelverlust-Störfalles*

Bild 8

Erhaltungssätzen für Masse, Energie und Impuls, die in differentieller Form angesetzt werden, und integrieren meist eindimensional längs des Strömungsweges des Kühlmittels im Primärkreislauf. Wenn es möglich ist, mit Hilfe eines solchen Rechenprogrammes sowohl den Versuchsablauf zu beschreiben als auch den Unfallablauf vorherzusagen, dann ist eine vollständige und sichere Übertragung der Ergebnisse vom Versuch auf den Reaktor gegeben. Ein solches Rechenprogramm benötigt aber zusätzlich eine Reihe thermohydraulischer Eingabegrößen, wie z.B. Wärmeübergangskoeffizienten, Verzugszeiten für den Übergang vom Blasen- zum Filmsieden, kritische Mengenstromdichte sowie Drehzahl- und Druckabfallverhalten von Umwälzpumpen für eine zuverlässige Analyse des Problems.

Aus diesem Grunde war und ist die Planung für die Arbeiten zur Erforschung des Notkühlverhaltens von Kernreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland von der Überzeugung getragen, daß es für eine rasche und sichere Erreichung des Forschungszieles am zweckmäßigsten ist, theoretisch und experimentell so vorzugehen, daß man diese Einflußgrößen möglichst exakt experimentell ermittelt und gleichzeitig ein Rechenprogramm erstellt bzw. die vorhandenen Rechenprogramme erweitert und verbessert, die den Blowdown und Notkühlvorgang gut beschreiben. Diese Überlegungen haben in der Bundesrepublik zu dem Forschungsprogramm Notkühlung geführt, dessen Arbeitsplan aus Bild 9 ersichtlich ist. Die zentrale, die einzelnen Teilprojekte verbindende Stellung, nimmt die Modelltheorie und die Rechenprogrammentwicklung ein. Die experimentellen Projekte können in zwei große Gruppen aufgeteilt werden, von denen die eine den Wärmeübergang und die fluiddynamischen Vorgänge während der gesamten Notkühlphase untersucht und die andere sich mit dem Verhalten der Brennstäbe beschäftigt. Für eine Abrundung und integrale Zusammenfassung aller Einzeleffekte bei der Notkühlung stehen schließlich Versuche an einem kompletten Druckwasserreaktor-Primärkreislaufsystem - ähnlich den neu konzipierten Idaho-Versuchen - zur Verfügung, um daran nochmals die vorhandenen oder auch in Zukunft zu erstellenden Rechenprogramme zu verifizieren. Die

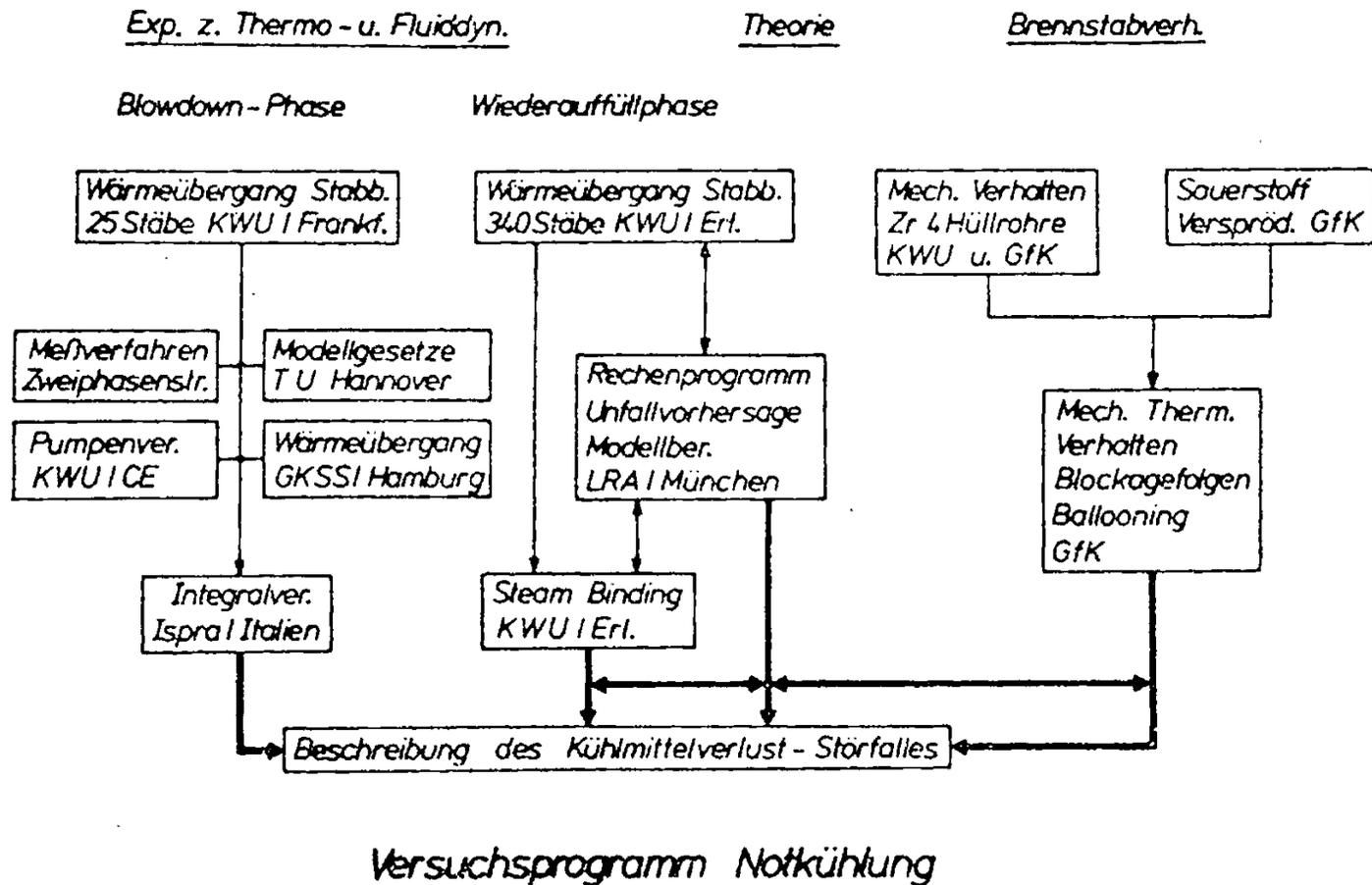


Bild 9

dabei erarbeiteten Ergebnisse sollen neben der Detailverbesserung der Rechenprogramme auch dazu beitragen, bisher noch praktizierte pessimistische, sogenannte konservative Annahmen, in der sicherheitstechnischen Auslegung abzubauen.

Im folgenden sollen die wichtigsten thermohydraulischen Phänomene, die den Unfallablauf wesentlich bestimmen, kurz dargestellt und der aufgrund umfangreicher experimenteller Untersuchungen erarbeitete Kenntnisstand erläutert werden.

Die kritische Massenstromdichte an der Bruchöffnung ist maßgebend für die Abnahme der Kühlmittelmasse im Primärkreis und damit auch für die Strömungsbedingungen während der Ausströmphase im Core.

Sie bestimmt aber auch die Kräfte auf die Coretragkonstruktion, da bei Unfallbeginn erhebliche Druckentlastungswellen von der Bruchstelle in den Primärkreislauf eindringen. Für die Auslegung und zum Nachweis der Integrität von Einbauten und Kern wurden am Battelle-Institut in Frankfurt /2/ Versuche durchgeführt, deren Ergebnisse zur Klärung dieser Fragen beitragen. Sie schließen an die aus der Literatur bekannten Ergebnisse an und lassen mit Hilfe zusätzlicher Rechenprogramme die instationären Kräfte auf die Kerntragkonstruktion, insbesondere auf die obere und untere Tragplatte, sicher vorhersagen.

Eine wichtige und für die Vorhersage der Brennelementtemperaturen ausschlaggebende Größe ist das Wärmeübergangsverhalten der Brennstoffstäbe während des Unfallablaufes. Hierbei sind drei Phasen zu unterscheiden, deren erste, bis zur Überschreitung der kritischen Heizflächenbelastung beim Sieden, allerdings extrem kurz ist, und in der rechnerischen Analyse aus der Sicht einer konservativen Beurteilung der Verhältnisse häufig vernachlässigt wird, da man ohne fundierte experimentelle Erfahrung annehmen muß, daß die guten Wärmeübergangsbedingungen des Blasensiedens, die im normalen Betriebszustand herrschen, sofort nach Eintritt des Unfalles auf die mäßigen Werte des Filmsiedens absinken. Versuche /3/ haben allerdings gezeigt, daß im Gegensatz zu den aus Burnout-Messungen unter stationären Betriebsbedingungen gezogenen Erfahrungen bei instationären Verhältnissen kurzzeitig erheblich höhere kritische Heizflächenbelastungen erreicht werden können.

Es bietet sich an, Untersuchungen über die Wärmeübergangsbedingungen beim Kühlmittelverlustunfall entsprechend dem Unfallablauf in zwei Phasen aufzuteilen, von denen die eine den Ausström-, die andere den Wiederauffüllvorgang nachbildet. Versuche über die Blow-down-Phase werden seit längerer Zeit bei der KWU in Großwelzheim /4/ durchgeführt. Versuchsobjekte waren dabei zunächst Vier-Stabbündel und dann Bündel mit 25 Stäben, die durchaus einen repräsentativen Querschnitt eines Reaktorbrennelementes darstellen. Ein Beispiel

von in diesen Arbeiten erzielten Ergebnissen /5/ zeigt Bild 10.

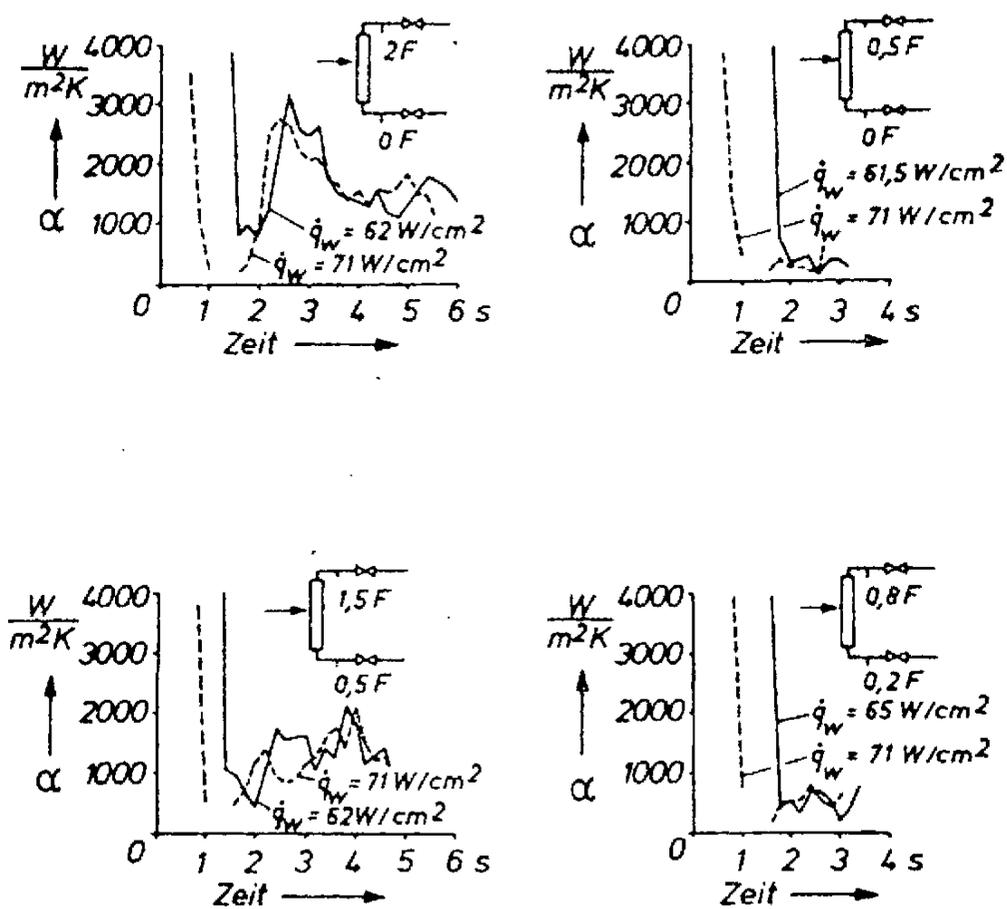


Bild Vergleich des Wärmeübergangskoeffizienten beim Blow Down

Bild 10

In diesem Bild ist für vier verschiedene Leckagebedingungen der Verlauf der Wärmeübergangskoeffizienten über der Zeit aufgetragen. Die den Brennelementimitationen zugeführte Wärme war dabei höher als es den Verhältnissen im Reaktor auch bei ungünstigsten Betriebsbedingungen entspricht. Diese Wärmefreisetzung der Brennelemente hat, wie Bild 10 zeigt, nur wenig Einfluß auf die Größe des Wärmeübergangskoeffizienten. Lediglich der Burnoutverzug ist

bei hohen Wärmebelastungen kleiner als bei mäßigen Wärmestromdichten. Man sieht, daß je nach Strömungsbedingungen im Reaktorkern, die wesentlich von den Unfallgegebenheiten, also Bruchlage und Bruchgröße, abhängen, die Wärmeübergangskoeffizienten im Bereich zwischen  $300$  und  $3000 \text{ W/m}^2\text{K}$  liegen. Für den Laien mögen hier zur besseren Einschätzung Vergleichswerte nützlich sein. Die für die Zentralheizung benützten Gliederheizkörper weisen Übergangszahlen von rund  $10 \text{ W/m}^2\text{K}$  auf, atmosphärische Luft einer Strömungsgeschwindigkeit von  $30 \text{ m/sec}$ , kommt in die Größenordnung von einigen  $100 \text{ W/m}^2\text{K}$  und Dampf im Überhitzer eines fossil befeuerten Kessels, erreicht Wärmeübergangskoeffizienten von einigen  $1000 \text{ W/m}^2\text{K}$ . Daraus ist leicht zu ersehen, daß die Wärmeübergangskoeffizienten während der Blowdownphase durchaus in einem für technische Apparate üblichen Bereich liegen und merklich zur Kühlung der Brennelemente beitragen.

Bei kleineren Bruchgrößen erfolgt der Druckabfall im Reaktordruckbehälter langsamer. Wegen der dabei jedoch geringeren Strömungsgeschwindigkeiten im Kern liegen auch die Wärmeübergangskoeffizienten, wie Bild 11 zeigt, niedriger. In diesem Bild ist im linken oberen Teil der Verlauf von Druck- und Wärmefreisetzung, rechts oben das Verhalten der Hüllwandtemperatur aufgetragen. Der untere Teil des Bildes zeigt Wärmeübergangskoeffizienten für zwei verschiedene axiale Positionen des Brennstabbündels.

Interessant bei diesen Versuchen war auch die Beobachtung, daß infolge des Aufschäumens des Fluids und der durch die hohen Beschleunigungskräfte hervorgerufenen großen Strömungsgeschwindigkeiten auch nach Überschreiten der kritischen Heizflächenbelastung durchaus kurzzeitig ein Wiederbenetzen der Brennstäbe erfolgen kann, was insbesondere erheblich dem Wärmeabtransport der Speicherwärme dient und die Temperaturen der Brennstabhüllen stark erniedrigt.

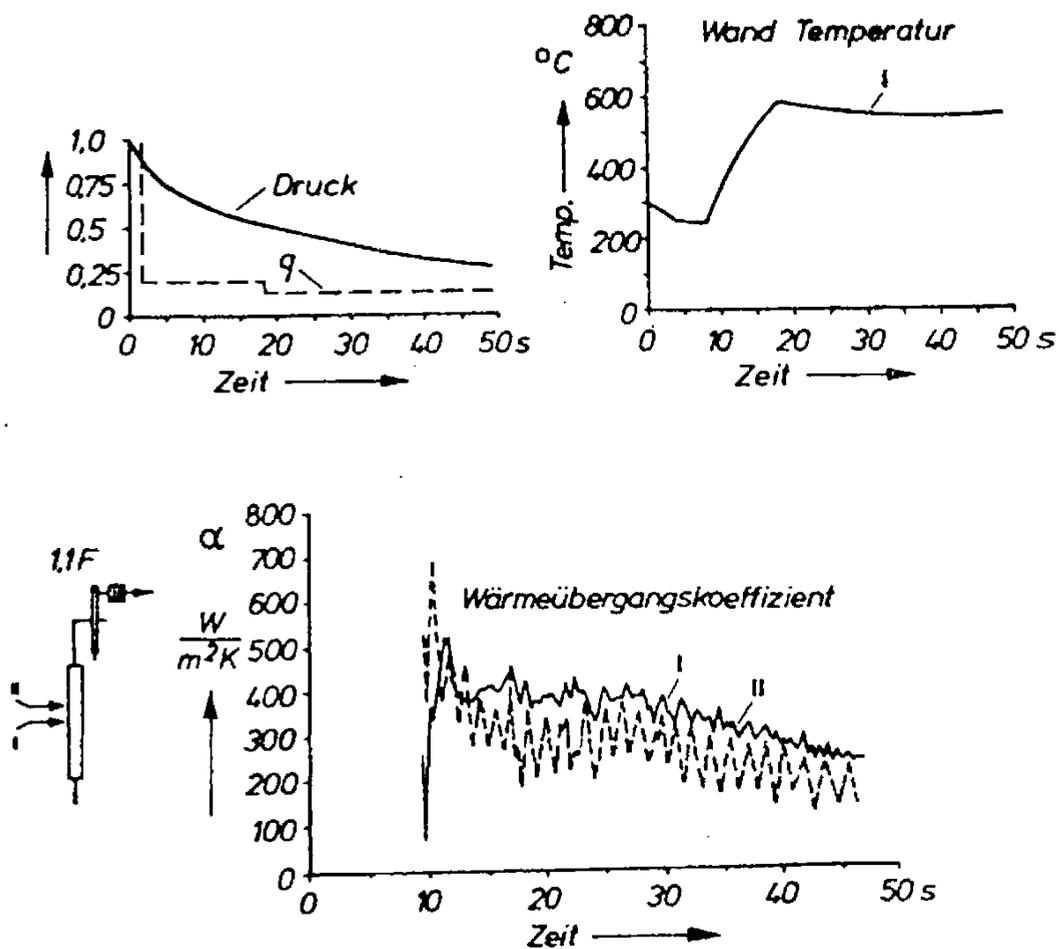


Bild Wärmeübergangskoeffizient beim Blow Down 4 Stabbündel

Bild 11

Die erste Phase des Unfallablaufes, der Blowdown, währt insbesondere bei großen Bruchöffnungen nur wenige Sekunden und ist damit nur für einen Kurzzeitraum des gesamten Unfallgeschehens maßgebend. Größeren Einfluß auf die Temperaturverhältnisse im Reaktorkern hat die daran anschließende Wiederauffüllphase. Nach Abschluß des Blowdowns wird pessimistischerweise angenommen, daß bei großen Bruchöffnungen zunächst kein Kühlmittel im Core befindet, d.h. die von den Druckspeichern noch während der Blowdownphase in das Primärkreissystem eingespeisten Kühlwassermengen werden bei der Unfallanalyse so behandelt, als ob sie zur direkten Kühlung des Reaktorkerns nicht beitragen. Diese sogenannte konservative Annahme führt sicher zu

höheren Berechnungstemperaturen als sie im Reaktor tatsächlich auftreten werden. Noch weit einschneidender ist allerdings eine andere, bereits erwähnte konservative Annahme, die von der sicher nicht realistischen Vorstellung ausgeht, daß zwei volle Notkühl-einheiten nicht verfügbar sind und die Wassermengen der dritten Einheit teilweise ungenützt aus dem Leck wieder ausströmen.

Durch das Einspeisen der Notkühlpumpen gelangt das Wasser zunächst in den Raum zwischen Druckbehälterboden und Tragplatte des Reaktor-kernes, d.h. in das sogenannte untere Plenum des Reaktordruckbe-hälters. Ist dieses Plenum nach kurzer Zeit aufgefüllt, so benetzt schließlich das Wasser die Tragplatte, und es kommt zu einem hefti-gen Siedevorgang, bei dem der entstehende Dampf nach oben durch den Reaktorkern abzieht und Wasser in Form von Tropfen oder auch als Gemischschaum mitreißt. Diese Sprühströmung kühlt die Brennelement-stäbe, ohne daß es zu einer Benetzung durch die Tropfen kommt, da die Oberflächentemperatur der Stäbe durch die Nachwärmeentwicklung und Speicherwärmefreisetzung bei kurzzeitig mangelnder Kühlung über die sogenannte Leidenfrost-Temperatur angestiegen ist. Im Bereich hoher Drücke sind die wärmeübertragenden Eigenschaften dieser Sprüh-kühlung keineswegs unbekannt, sie tritt bei jedem unterkritisch gefahrenen fossil beheizten Benson-Kessel in der Übergangszone zwischen Verdampfer und Überhitzer auf. Nicht untersucht war je-doch die Wirkung dieser Sprühkühlung bei niedrigen Drücken sowie bei instationären Verhältnissen, wie sie in der Wiederauffüll-phase des Reaktors gegeben sind. In der Literatur gibt es ver-schiedene theoretische Ansätze zur Berechnung der Wärmeübergangs-koeffizienten bei der Sprühkühlung, sie gehen vielfach von reiner Dampfströmung aus und berücksichtigen die Temperaturabsenkung in der Grenzschicht durch Einlagerung von Flüssigkeitstropfen und den damit verbundenen besseren Wärmetransport durch einfache dichte- und wassergehaltsabhängige Korrekturglieder.

In umfangreichem Maße wurden experimentelle Ergebnisse dieser Wärmeübergangskoeffizienten bei der KWU in Erlangen /6/, aber auch in den USA /7/ erarbeitet. Die Versuche wurden für Druckwasser-reaktoren an einem Coreausschnitt von rund 340 Stäben und für Siede-

wasserreaktoren an 2 komplett nachgebildeten Brennelementen von je 49 Stäben durchgeführt. Aus Gründen der Auswertung und Zuordnung der Versuchsergebnisse wurde auch hier auf exakte überschaubare Randbedingungen geachtet. Die Versuche gingen deshalb von fest eingeregelter, zwischen 600 und 850<sup>o</sup> variierten Anfangstemperaturen der Brennstaboberflächen aus, die in der Regel höher liegen dürften, als sie im Reaktor nach Ende der Blowdownphase zu erwarten sind.

Die Nach- und Speicherwärme wurde durch Zufuhr elektrischer Energie simuliert und entsprechend den Gegebenheiten im Reaktor eingestellt. Die Flutraten, d.h. die zugespeisten Wassermengen, wurden in einem weiten Bereich in Anlehnung an die Leistung der Notkühlpumpen variiert. Gemessen wurde der zeitliche Temperaturverlauf der Brennstaboberfläche, woraus sich die Wärmeübergangskoeffizienten ergeben.

Bild 12 zeigt ein Beispiel aus der Vielzahl der erzielten Meßergebnisse, wobei die vergleichende Darstellung so ausgewählt wurde, daß daraus der Einfluß der Flutgeschwindigkeit, d.h. des Wiederanstiegens des Wasserspiegels im Reaktorkern ersichtlich ist. Kleine Wiederanstiegsgeschwindigkeiten des Wasserspiegels würden bedeuten, daß ein großer Teil des Notkühlsystems ausgefallen wäre, und man sieht aus Bild 12 deutlich, daß dann die Wärmeübergangskoeffizienten niedriger liegen, und das Wiederbenetzen - erkenntlich am plötzlichen Anstieg des Wärmeübergangskoeffizienten - wesentlich später einsetzt als wenn alle Notkühleinheiten, wie in Wirklichkeit zu erwarten, einwandfrei arbeiten. Daraus geht klar hervor, daß die in der sicherheitstechnischen Beurteilung des Unfallablaufes getroffene, oben erwähnte konservative Annahme eines nahezu zu 75 % ausgefallenen Notkühlsystemes zu erheblich höheren berechneten Temperaturen führt, als dies in Wirklichkeit der Fall sein wird.

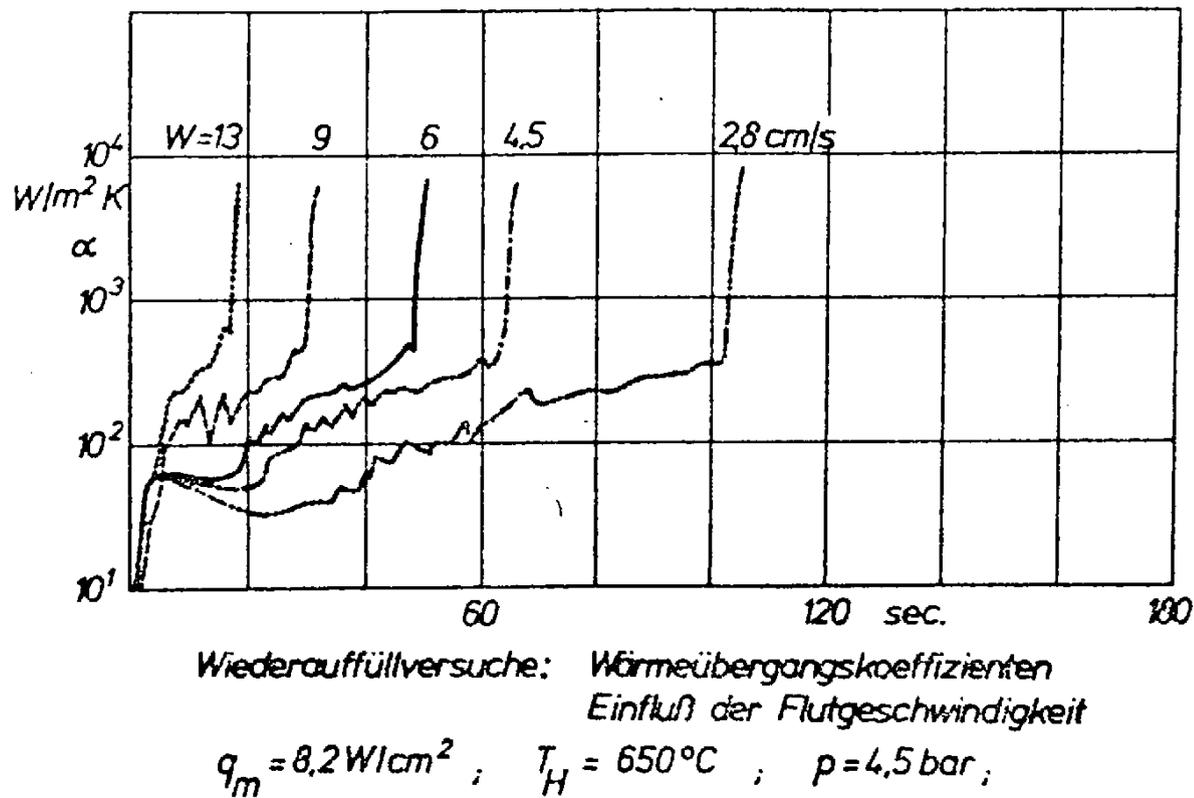
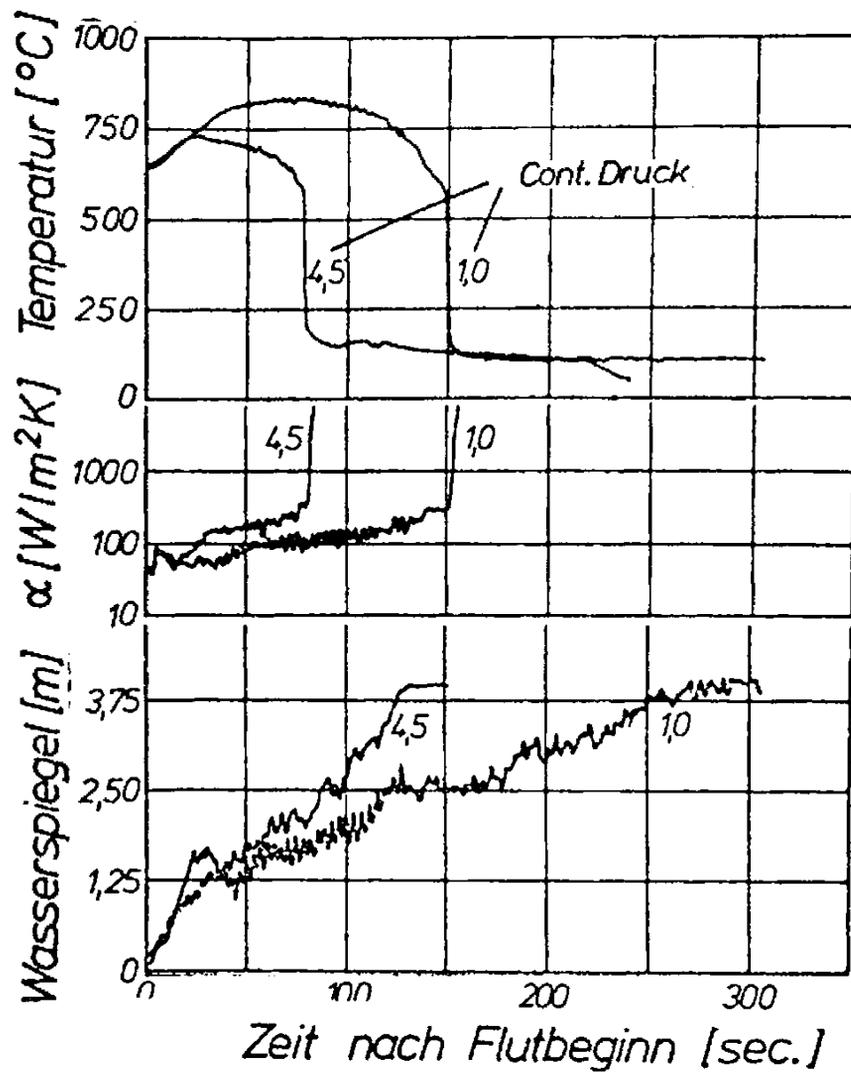


Bild 12

Wie Bild 13 zeigt, hat auch der sich im Sicherheitsbehälter aufbauende Gegendruck einen großen Einfluß auf den Temperaturverlauf der Brennstoffstäbe auf die Wärmeübergangskoeffizienten und auf das Ansteigen des Wasserspiegels im Core. Höhere Drücke im Sicherheitsbehälter führen zu kleineren Hüllrohrtemperaturen, früherer Benetzung der Brennstoffstäbe und damit zu einer leichteren Beherrschbarkeit der Verhältnisse im Core während des Unfalles. Es ist deshalb von der Brennstabbeanspruchung her gesehen keineswegs wünschenswert, den Druck im Sicherheitsbehälter während und nach dem Unfall so rasch wie möglich durch konstruktive Maßnahmen, wie



Einfluß des Druckes auf das Fluten (KWU)

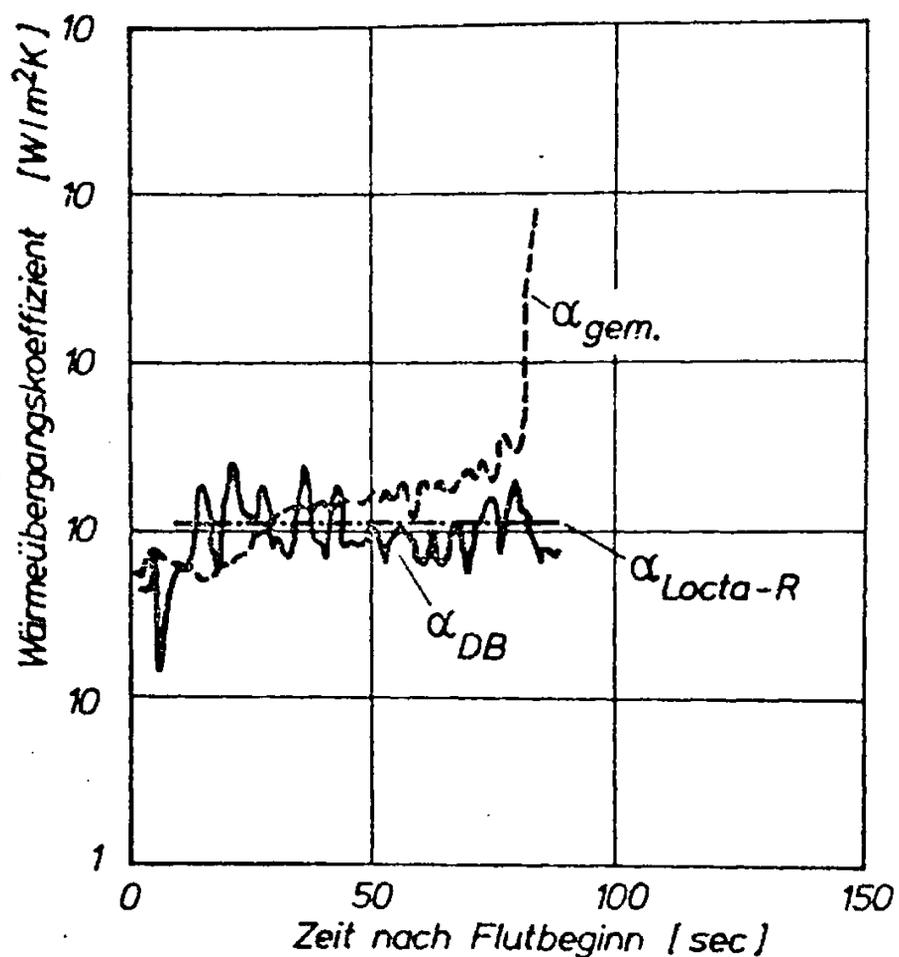
Bild 13

z.B. Wassersprühung oder Eiskühler abzusenken. Der Grund für die besseren Kühl- und Wärmeübergangsbedingungen bei höheren Drücken im Sicherheitsbehälter liegt darin, daß dann der das Core durchströmende Dampf eine höhere Dichte, damit geringeren Druckverlust und höhere Wärmekapazität hat.

Wie bereits erwähnt, wird verschiedentlich die Befürchtung geäußert, daß der bei Beginn des Wiederauffüllens sich im Core bildende Dampf

bei bestimmten Bruchlagen sich im oberen Teil des Druckbehälters - also oberhalb des Cores - sammelt und nicht abziehen kann, wodurch ein weiterer Zufluß von Kühlmittel zu den Brennelementen behindert würde. Wie in Bild 3 gezeigt wurde, besitzen die KWU-Druckwasserreaktoren sowohl im kalten als auch im heißen Strang jedes Primärkreislaufes eine Einspeisestelle für Notkühlwasser. Die Heißeinspeisung hat u.a. den Zweck, den im Core gebildeten und im oberen Plenum angesammelten Dampf zu kondensieren und somit die Ursache für ein eventuelles Wiederauffüllhindernis von vornherein zu beseitigen. Es wurden deshalb bei KWU auch Versuche gemacht, bei denen jede Abströmmöglichkeit des Dampfes aus dem oberen Plenum unterbunden wurde und diese Versuche ergaben, daß sich ein Gleichgewicht einstellt zwischen dem im Core entstandenen und dem dank der Heißeinspeisung kondensierten Dampf. Diesen Versuchsbedingungen mit blockierter Dampfabströmung liegen extrem ungünstige Annahmen für die Verhältnisse im Reaktor zugrunde, aber selbst diese Versuche zeigten eine hinreichende Kühlung der Brennelemente. Zusätzlich dazu wurden am Originaldruckbehälter eines großen Kernkraftwerkes vor dessen Inbetriebnahme Versuche über die Kondensationswirksamkeit der Heißeinspeisung unternommen. Diese Untersuchungen führten zu Kondensationswirkungsgraden, d.h. Ausnutzungsgraden des im heißen Strang eingespeisten Wassers von 60 - 80 %.

Es erhebt sich nun die Frage, inwieweit stimmen die Versuchsergebnisse mit den bei der sicherheitstechnischen Auslegung des Reaktors angewandten theoretischen Berechnungen und Rechenprogrammen überein. In Bild 14 ist ein Vergleich zwischen gemessenen Wärmeübergangskoeffizienten und der aus der konventionellen Wärmetechnik bestens bekannten Dittus-Boelter-Gleichung angestellt. Diese Gleichung ist seit langen Jahren als Wärmeübergangsbeziehung für reine Gas- oder Dampfströmung bekannt. Die Übereinstimmung zeigt, daß die Wärmeübertragungsverhältnisse bei der Notkühlung keineswegs so neuartig und so unzugänglich sind, wie dies oft behauptet wird. Weiterhin ist in diesem Bild zum Vergleich der aus dem amerikanischen Locta-



Vergleich von gem. u. ber. Wärme-  
übergangskoeffizienten

Bild 14

R-Programm sich ergebende Verlauf für den Wärmeübergangskoeffizienten mit eingetragen. Das Locta-R-Programm wurde in den USA für die Vorhersage der wärmetechnischen Verhältnisse im Core während der Wiederauffüllphase entwickelt und steht auch in der Bundesrepublik für sicherheitstechnische Berechnungen zur Verfügung. Man sieht aus dem Vergleich der gemessenen und der Locta-R-Werte, daß bei Anwendung dieses Programmes die zu erwartenden Temperaturen überschätzt werden, da in Wirklichkeit die Wärmeübergangskoeffizienten etwas höher liegen.

Die experimentellen und theoretischen Arbeiten zur Untersuchung des Notkühlverhaltens von Brennelementen sind keineswegs abgeschlossen oder abgebrochen. Besondere Beachtung bei den weiteren Versuchen wird den Fragen der Dampfblockage - auch Steam-binding genannt -, dem Einfluß der Strömungsverhältnisse in den Pumpen und schließlich dem Zusammenwirken des gesamten Kreislaufsystemes auf den Unfallablauf gewidmet. Die Ergebnisse dieser Experimente lassen jedoch eher erwarten, daß die bisher in der Unfallanalyse errechneten maximalen Temperaturen zu hoch liegen, als daß daraus unzulässige Zustände im Core abzuleiten wären. Auch in den USA sind umfangreiche experimentelle Untersuchungen in Arbeit und in Vorbereitung. Parallel dazu wird in beiden Ländern intensiv an der Weiterentwicklung von Rechenprogrammen für die Unfallanalyse gearbeitet.

Kennt man die Temperaturen, denen die Brennstabhüllen während des Unfallablaufes ausgesetzt sind, so ist zu fragen, ob sie diesen Beanspruchungen standhalten, oder in welchem Umfang ein Versagen zu erwarten ist. Bei höheren Temperaturen kann sich infolge des inneren Spaltgasüberdruckes eine plastische Deformation oder auch ein Aufplatzen, ein sogenanntes sprödes Versagen der Brennstabhüllen, einstellen. Hierzu ist zunächst zu betonen, daß die Filtersysteme des Sicherheitsbehälters so ausgelegt sind, daß ein großer Teil der Hüllen undicht werden - also aufplatzen - kann, ohne daß dadurch in unzulässigem Maße Radioaktivität an die Umgebung gelangt. Trotzdem wird man bestrebt sein, das Brennstabversagen auf ein Minimum zu beschränken. Das Aufblähen der Hüllen führt zunächst infolge örtlicher Blockage des strömenden Kühlfluids zu einer stärkeren Temperaturerhöhung und kann dann auch eine Perforation oder örtliche Zerstörung der Brennstabhüllen verursachen. Erste experimentelle Ergebnisse über das Verhalten von Zirkon-Hüllrohren in der Unfallphase wurden in den USA erarbeitet. Inzwischen wurden auch bei der KWU in Erlangen entsprechende Messungen durchgeführt.

Ein umfangreiches Programm zu diesen Fragen ist im Kernforschungszentrum Karlsruhe /8/ in Vorbereitung. Aus den bisher erzielten Ergebnissen lassen sich für die zur Genehmigung anstehenden bzw. in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren die zu erwartenden Verhältnisse bereits klar absehen. Danach werden sich Brennstabschäden auch beim größten anzunehmenden Unfall auf einen äußerst geringen Prozentsatz beschränken, der vom Containment und dessen Filtersystemen ohne weiteres beherrscht werden kann.

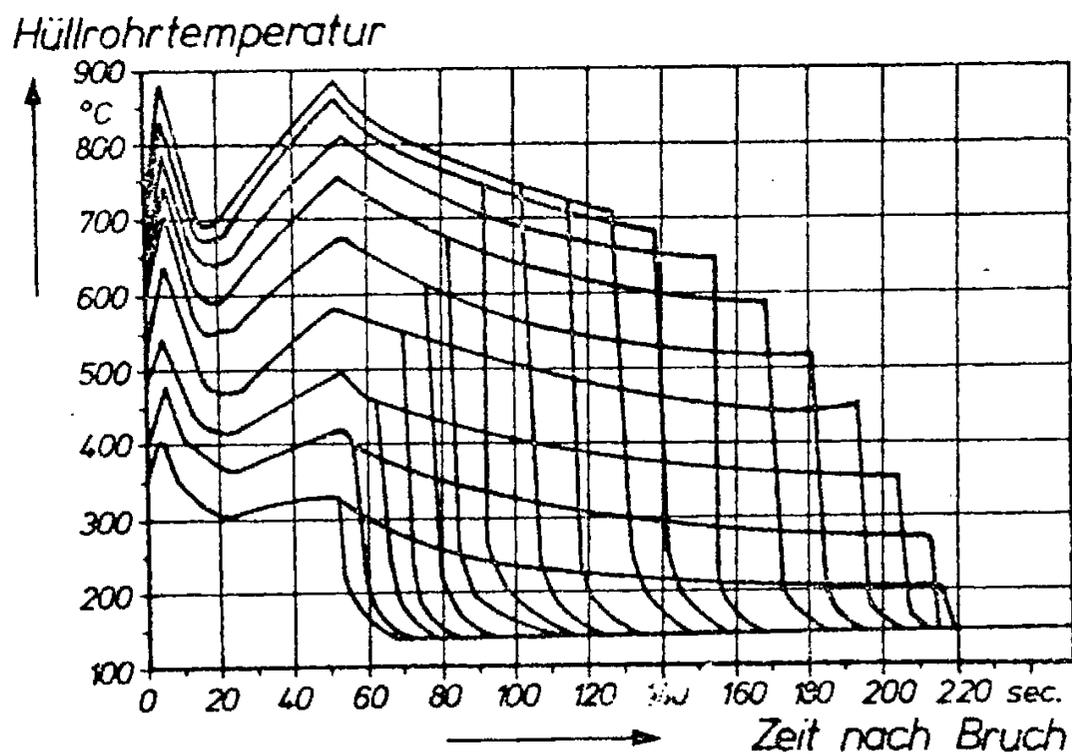
Die zur Knallgasbildung führende Zirkon-Wasser-Reaktion tritt, wie Messungen in den USA eindeutig belegen, erst bei Temperaturen von  $900^{\circ}\text{C}$  und höher auf. Voll entwickeln kann sich die Zirkonwasser-Reaktion erst im Temperaturbereich von  $1200^{\circ}\text{C}$ . Neben der Knallgasbildung verursacht die Zirkon-Wasser-Reaktion durch Oxidation des Zirkons auch eine Versprödung des Hüllmaterials und trägt damit zu dessen Versagen bei.

#### 4. Auswertung der Forschungsergebnisse und Anwendung der Notkühlkriterien am Beispiel des Druckwasserreaktors Biblis A

Wie bereits erwähnt, sind die in der Bundesrepublik Deutschland zur Anwendung kommenden Notkühlkriterien in vielen Teilen ähnlich den "US Interims Acceptance Criteria". So schreiben die in den Leitlinien für Druckwasserreaktoren enthaltenen deutschen Notkühlkriterien vor, daß

1. die berechnete maximale Hüllentemperatur  $1200^{\circ}\text{C}$  nicht überschreitet,
2. die berechnete Oxidationstiefe des Hüllmaterials an jeder beliebigen Stelle nicht mehr als 17 % der Wandstärke betragen darf,
3. nicht mehr als 1 % des gesamten Zirkoninventars durch die Zirkon-Wasser-Reaktion verbraucht sein darf,
4. durch Hüllenversagen nicht mehr als 10 % des Jod- und nicht mehr als 0,1 % der festen Spaltprodukte freigesetzt werden dürfen und
5. eine kühlfähige Coregeometrie stets erhalten bleiben muß.

Das Genehmigungsverfahren für den ersten großen Druckwasserreaktor der Bundesrepublik, Biblis A, zeigte vor allem die wichtige Rolle, die die Heißeinspeisung bei der Notkühlung für diesen Reaktor spielt. Dank des Kondensationseffektes dieser Heißeinspeisung kann der Wiederauffüllvorgang in seiner Wirkungsweise so garantiert werden, daß auch im höchstbelasteten Brennstoffstab die Maximaltemperatur deutlich unter  $1000^{\circ}\text{C}$  bleibt, was das Brennstabversagen auf ein sicherheitstechnisch unbedenkliches Maß begrenzt. Auch eine erwähnenswerte Zirkon-Wasser-Reaktion tritt nicht auf. Bild 15 zeigt den Verlauf der Hüllrohrtemperaturen an einem am höchsten belasteten Brennstoffstab in verschiedenen axialen Positionen für einen doppelendigen Bruch der Hauptrohrleitung zwischen Hauptkühlmittelpumpe und Reaktordruckbehälter, eine Bruchlage, die zu den ungünstigsten Temperaturverhältnissen führt. Aufgrund der in diesem Bild dargestellten Analysen /9/ steigt die Hüllrohrtemperatur in den ersten



*Verlauf der Hüllrohrtemperatur nach Auslegungsunfall in verschiedenen Kernebenen*

Bild 15

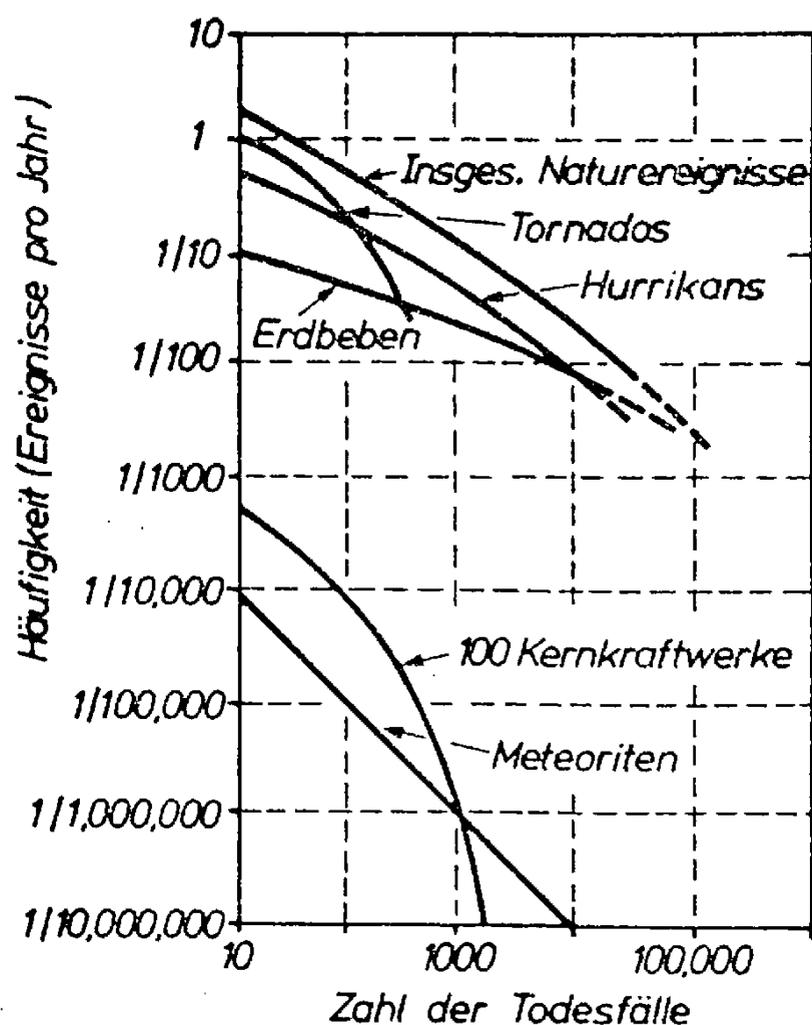
6 Sekunden nach Unfallbeginn zunächst steil an, um an der höchstbelasteten Stelle Werte von  $850 - 900^{\circ}\text{C}$  zu erreichen. Aufgrund der Aus- und Überströmbedingungen aus den anderen intakten Kreisläufen ergibt sich eine Verbesserung der Kühlverhältnisse im Core, was zu einem starken Abfall der maximalen Hüllrohrtemperatur auf etwa  $680^{\circ}\text{C}$  führt. Nach dieser Phase der Druckentlastung reduziert sich der Kerndurchsatz, das Temperaturprofil im Brennstab gleicht sich weiter aus, und die Hüllrohrtemperaturen steigen zwangsläufig wieder an. Mit Beginn des Einspeisevorganges durch die selbsttätig wirksam werdenden Druckspeicher und durch die Notkühlpumpen wird mittels Fluten und daraus resultierende Dampfbildung mit Wassermittels eine Kühlwirkung in Gang gesetzt, die den weiteren Temperaturanstieg bei Werten von  $860^{\circ}$  begrenzt und dann zu einer Temperaturabnahme führt. Nach vollständigem Wiederauffüllen des Reaktorkerns sinken die Hüllrohrtemperaturen auf die Sättigungstemperatur des Kühlmittels ab. Die Nachkühlsysteme übernehmen dann bei Temperaturen von rund  $150^{\circ}\text{C}$  die weitere Kernkühlung.

Auch bei anderen Bruchlagen und Bruchquerschnitten wurde der Temperaturverlauf untersucht, um zu zeigen, daß die für den Auslegungsunfall ermittelten Werte tatsächlich Maximalwerte darstellen. Darüber hinaus wurde durch Variation wesentlicher Eingabedaten nachgewiesen, daß auch unter ungünstigen Annahmen keine Grenzwerte überschritten werden. Insgesamt wurden etwa 80 spezifizierte Fälle mit einem Aufwand von mehr als 150 Rechnerstunden /9/ untersucht, der Personaleinsatz für diese Arbeiten betrug ca. 10 Mannjahre. Der Anteil der Brennstäbe, bei denen als Folge des Kühlmittelverluststörfalles Hüllrohrversagen eintritt, wurde im Rahmen eines Schadensumfangberichtes zu 0,12 % ermittelt. Der Reaktorsicherheitsbehälter und die darin befindlichen Filter verhindern ein Austreten der aus den beschädigten Brennstoffstäben freigesetzten radioaktiven Produkte in die Umgebung. Die Filter sind so ausgelegt, daß sie die radioaktiven Folgen auch eines erheblich umfangreicheren Brennstabversagens - mit einem Vielfachen der hier ermittelten Stabzahl - sicher beherrschen würden.

## 5. Schlußbemerkung

Von Kernenergiegegnern wird stets auf die Möglichkeit einer "nuklearen Katastrophe" - auch Super-GAU genannt - hingewiesen, bei dem alle Notkühlsysteme ausfallen und der Reaktorkern schmilzt. Dabei wird der Eindruck erweckt, daß dies bei weiterem und zunehmendem Einsatz von Kernkraftwerken ein täglich zu erwartendes Ereignis sei. In den hier dargelegten Ausführungen wurde versucht, einen Eindruck von der Fülle der sicherheitstechnischen Maßnahmen zu vermitteln, die eine absolut zuverlässige Notkühlung des Kernes nach dem Kühlmittelverluststörfall gewährleisten und die in dieser Redundanz bei keiner anderen technischen Anlage zu finden sind.

Im Auftrage der amerikanischen Atomenergiekommission (USAEC) wurden in jüngster Zeit die Wahrscheinlichkeit und die Auswirkungen eines sogenannten "Class Nine Accidents", das ist der Ausfall der gesamten Notkühlung, eingehend untersucht und in Form der sogenannten Rasmussen-Studie /10/ veröffentlicht.



Wahrscheinlichkeit von  
Todesfällen (Vergleich mit  
Naturereignissen)  
Rasmussen - Studie

Für die Untersuchungen wurden zwei amerikanische Reaktoren herangezogen, von denen einer ein Druckwasser- der andere ein Siedewasserreaktor ist. Der Bericht vergleicht auch Eintrittswahrscheinlichkeit und Auswirkungen eines solchen nuklearen Unfalles mit der Gefährdung durch andere technische Einrichtungen und Naturkatastrophen. Bild 16, das als Beispiel dem Rasmussen-Bericht entnommen ist, gibt eine Zuordnung von Auswirkungen und Eintrittswahrscheinlichkeit, wobei der Betrieb von 100 Kernkraftwerken in den USA vorausgesetzt wurde. Das Bild zeigt deutlich, daß die "nukleare Katastrophe" sowohl in ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit als auch in ihren Auswirkungen weit hinter Naturereignissen wie Orkanen, Wirbelstürmen und Erdbeben liegt. Sie kommt in die gleiche Größenordnung wie Meteoriteneinschläge, die als Kometenkatastrophe auch häufig vorhergesagt wurden und nie eingetreten sind.

Würde man in dieses Bild noch zusätzlich die Gefährdung durch technische Einrichtungen, sei es im Haushalt, am Arbeitsplatz oder gar im Straßenverkehr eintragen, so verschiebt sich das Bild nochmals erheblich zugunsten der Kernkraftwerke. Zum Vergleich sei hier lediglich erwähnt, daß jährlich in der Bundesrepublik Deutschland einige tausend Menschen durch Unfälle im Haushalt und am Arbeitsplatz ums Leben kommen, ganz zu schweigen von den 19.000 Toten im Straßenverkehr.

Häufig wird auch die Frage nach dem zumutbaren und dem akzeptablen Risiko diskutiert, wobei verschiedentlich außer acht gelassen wird, daß es nicht nur technisch, sondern auch naturbedingt eine 100%-ige Sicherheit nicht gibt. Zweifellos hat das Industriezeitalter aufgrund seiner technischen Einrichtungen einige spezifische Risiken mit sich gebracht, ohne die Technik wäre, wie wir alle wissen, die Lebenserwartung der Menschen jedoch erheblich geringer, da Hunger, Krankheit und Natureinflüsse ihre Zahl erheblich dezimiert hätten.

Trotz der sowohl in absolutem Sinne als auch im Vergleich zu anderen Umweltgefahren vom Notkühlsystem sicheren Beherrschbarkeit der Reaktorstörfälle wird nicht nur in der Bundesrepublik Deutschland, sondern auch in den USA an verschiedenen Forschungsstätten daran gearbeitet, die physikalischen Phänomene, die beim Coreschmelzen

zu erwarten wären, zu klären und daraus mögliche Maßnahmen gegen schädliche Auswirkungen auf die Umgebung abzuleiten. Dank intensiver Forschungsarbeiten sind die Kenntnisse auf diesem Gebiet in den letzten Jahren ein gutes Stück vorangekommen.

#### Literatur

- /1/ USAEC  
Supplemental Testimony of the AEC Regulator Staff  
Public Rulemaking Hearing on Interim Acceptance Criteria  
for Emergency Core Cooling Systems for Light-Water  
Cooled Power Reactors  
Docket No. RM 50-1, October 26, 1972
  
- /2/ Rüdiger, B.  
Experimental Blowdown Studies of a Reactor Simulator  
Vessel Containing Simplified Fuel Elements  
CREST Specialist Meeting on Emergency Core Cooling  
for Light Water Reactors, München, Oktober 1972
  
- /3/ Hicken, Loser, Wegner (KWU Großwelzheim)  
New experimental results from the ECCP, Teil II  
Two-Phase Flow Group Meeting, Brüssel, June 1973
  
- /4/ Hicken, Loser, Wegner (KWU Großwelzheim)  
Neue Ergebnisse experimenteller Untersuchungen des  
Wärmeüberganges beim Abblasen wassergekühlter Reaktoren  
Proceeding Reaktortagung 1974, Berlin
  
- /5/ Brand et al (KWU Großwelzheim)  
Ergebnisse von Blowdown-Versuchen mit 4-Stab-Bündeln  
Int. Meeting on Reactor Heat Transfer,  
Paper No. 73, 1973, Karlsruhe
  
- /6/ Riedle et al  
Experimentelle Ergebnisse von Flutversuchen mit einem  
340-Stab-Bündel  
Int. Meeting on Reactor Heat Transfer,  
Paper No. 84, 1973, Karlsruhe
  
- /7/ Blaisdell, Hochreiter, Waring  
PWR Flecht-Set Phase A Report  
WCAP-8238, Pittsburgh, Pennsylvania, 1973
  
- /8/ Fischer, M.  
Probleme der Brennstab-Kühlmittel Wechselwirkung in  
Leichtwasserreaktoren  
Proceeding of the KTG Fachtagung Reaktordynamik,  
Karlsruhe, Jan. 29.-31., 1974, to be published by  
KTG Atomforum Bonn

/9/ Huttach, Putschögl, Ritter  
Die Nuklearanlage des Kernkraftwerkes Biblis  
Atomwirtschaft 19, 8-9, 1974, S. 420-430

/10/ U.S. Atomic Energy Commission  
Reactor Safety Study  
An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial  
Nuclear Power Plants  
WASH-1400 (DRAFT), Aug. 1974