



Sonderdruck aus  
Jahrgang XIX, Nr. 3,  
März 1974, S. 146 - 148

**atomwirtschaft**  
—  
**atomtechnik**

Verlag Handelsblatt GmbH · 4000 Düsseldorf · Kreuzstraße 21

---

## **Notkühlung in Kernkraftwerken — aus der Sicht des Gutachters**

Bericht über das IRS-Fachgespräch in Köln

Das *Institut für Reaktorsicherheit (IRS) der Technischen Überwachungsvereine* hielt 1973 sein jährliches Fachgespräch am 8./9. November in Köln ab. Es galt dem Thema „Notkühlung in Kernkraftwerken, die Beurteilung aus der Sicht des Gutachters“. Der Verfasser dieses Berichts hatte es übernommen, zum Abschluß

Anschrift des Verfassers:

Prof. Dr. F. Mayinger, Lehrstuhl und Institut für Verfahrenstechnik der TU Hannover, 3 Hannover, Callinstr. 15 F.

Gerade in jüngster Zeit wurde die Bedeutung der Notkühlung durch eine mehrere Monate dauernde „öffentliche Anhörung“ bei der USAEC unterstrichen. Die bei der Notkühlung auftretenden thermo- und hydrodynamischen Phänomene sowie die zu ihrer Erfassung und theoretischen Vorhersage zur Verfügung stehenden Rechenprogramme wurden auf dem IRS-Fachgespräch eingehend dargelegt und diskutiert. Behandelt wurden auch Fragen der Zuverlässigkeit von Notkühlsystemen.

des Fachgesprächs die im folgenden gekürzt wiedergegebene Stellungnahme vorzutragen.

### *Aufgaben und Anforderungen*

Trotz aller ökologischen Vorteile der Kernenergie und auch angesichts der Verknappung anderer Energiequellen müssen und werden sich Ingenieure und Physiker stets vor Augen halten, daß diese Energieform auch ein Risiko in sich birgt, das es gilt, durch gezielte technische Maßnahmen in sicheren Grenzen zu halten.

Deshalb werden seit Beginn der friedlichen Nutzung der Kernenergie erhebliche Anstrengungen unternommen, alle beim Betrieb eines Kernkraftwerkes denkbaren Störfälle sicher, d. h. ohne Folgen für die Umgebung, zu beherrschen. Einer der damit zusammenhängenden Problemkreise ist die Frage der Notkühlung der Brennelemente nach einem Kühlmittelverlust, die Thema des diesjährigen IRS-Fachgespräches war.

Die Forderungen an die Wirksamkeit der Notkühlung lassen sich einfach aus der generellen Bedingung ableiten, daß das Core bzw. die Brennelemente nach einem Unfall beliebig lange auf einer Temperatur gehalten, d. h. gekühlt werden müssen, bei der eine massive Freisetzung von Spaltprodukten infolge Zerstörung des Reaktorkernes verhindert wird. Nach den Regeln der Thermodynamik und Wärmeübertragung bedeutet dies, daß die im Brennelement erzeugte Nachwärme

1. innerhalb zulässiger Temperaturgrenzen an das Fluid übertragen werden muß, aber auch
2. von dem Fluid in Form von fühlbarer oder auch Verdampfungswärme aus dem Reaktorkern zu einer Wärmesenke transportiert werden muß.

Die obere Temperaturgrenze der Brennelemente ergibt sich aus dem physikalischen und chemischen Verhalten des den Brennstoff umschließenden Hüllmaterials, d. h. es darf weder durch eine mechanische Zerstörung noch durch eine chemische Zersetzung zur Freisetzung unzulässiger Mengen radioaktiven Materials kommen. Diese Forderung führte zu den amerikanischen „acceptance criteria“, die in verschiedenen Fachvorträgen [1, 2] des Fachgespräches vorgestellt wurden. Aus den oben angegebenen Bedingungen lassen sich aber auch sofort die Detailprobleme der Notkühlung zur Nachwärmeabfuhr ablesen:

1. Hinreichend gute Wärmedurchgangs- und Wärmeübergangszahlen im Core während der gesamten Dauer der Nachkühlphase.
2. Ausreichende wärmeübertragende Flächen, was bedeutet, daß nicht nur eine kühlfähige Coregeometrie erhalten bleiben muß, sondern auch das Kühlmedium diese wärmeabgebenden Flächen zu jeder Zeit sicher erreichen muß.
3. Ein ausreichender Mengenstrom des Kühlmediums.
4. Eine tolerierbare Enthalpiezunahme des Kühlmediums.

Voraussetzung zur Erfüllung dieser Bedingungen ist ein Notkühlsystem, also eine technische Einrichtung, die ein zur Kühlung benötigtes Fluid in hinreichender Menge und unter den geforderten physikalischen Bedingungen sicher und redundant bereitstellt. Ein wesentlicher Teil des Fachgespräches war deshalb Fragen der Redundanz, der Zuverlässigkeit und der Zuverlässigkeitsanalyse [3, 4] der verwendeten Notkühlssysteme gewidmet.

Für die Auslegung des Notkühlsystems müssen die physikalischen Randbedingungen und Einflußgrößen beim Kühlmittelverlust bekannt sein. Anders als in der konventionellen Technik, in der man aus Störfällen lernt und aus den dabei gewonnenen Erfahrungen schrittweise das Produkt verbessert, müssen Kernreaktoren von vornherein so gebaut werden, daß Unfälle, bei denen das Notkühlsystem in Anspruch genommen werden müßte, mit größtmöglicher Sicherheit ausgeschlossen sind. Der Ingenieur und Physiker steht dann vor dem Problem, „realistische“ Auslegungsdaten für das zu konzipierende Notkühlsystem zu erarbeiten.

#### *Experimentelle und theoretische Analyse des Notkühlablaufes*

Angesichts des komplexen Charakters des Problems, der eine rein theoretische Zugänglichkeit ausschließt, liegt es nahe, bei seiner Erforschung so vorzugehen, daß man einen dem Primärkreis des Reaktors möglichst naturgetreu nachgebildeten Versuchskreislauf erstellt und dort den Reaktorunfall einschließlich seiner Gegenmaßnahmen, d. h. der Zuschaltung des Notkühlsystems, möglichst originalgetreu ablaufen läßt. Ähnlich aufgebaute Versuchsvorhaben wurden vor allem in den USA in Angriff genommen und führten gerade im ersten Versuchsstadium zu recht spektakulären Ergebnissen. Erinnert sei an die sogenannten *FLECHT*-semiscale-Versuche in Idaho, die vor rund zwei Jahren eine heftige Diskussion in der Fachwelt hervorriefen.

Überdenkt man solche Versuche, so muß sich sofort die Frage aufdrängen, inwieweit die Versuchsbedingungen bei den versuchstechnisch notwendigerweise stark verkleinerten Maßstäben angesichts der äußerst komplexen hydrodynamischen und thermodynamischen Verhältnisse wirklich reaktorähnlich sind und wie sie auf die Originalbedingungen im Kernkraftwerk übertragen werden können. Schon eine erste rohe Aufschlüsselung des Problems — man hat es mit instationären Zweiphasenströmungen, Wärmespeichervorgängen, rasch wechselnden Wärmeübergangs-

verhältnissen und stark geometrieabhängigen 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 zeigt sehr rasch, daß sie die analytische Beschreibung des gesamten Notkühlvorganges, also der Blowdown- und der Wiederauffüllphase, umfassen muß und damit im wesentlichen Rechenprogramme darstellt, wie sie im Laufe der Vorträge [5, 6] des IRS-Fachgespräches, z. B. anhand der Rechencodes *BRUCH*, *RELAP*, *SATAN* oder *FLASH* vorgestellt wurden. Das heißt, eine vollständige und sichere Übertragung der Ergebnisse vom Versuch auf den Reaktor muß mit Hilfe eines Rechenprogrammes erfolgen, das instande ist, sowohl den Versuchsablauf zu beschreiben als auch den Unfallablauf im Reaktor vorherzusagen. Ein solches Programm benötigt aber zusätzlich eine Reihe thermohydraulischer Eingabe-größen wie z. B. Wärmeübergangskoeffizienten, kritische Mengestromdichte, Drehzahl- und Druckabfallverhalten von Umwälzpumpen und DNB-Verzug 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 von der Überzeugung getragen, daß es für eine rasche und sichere Erreichung des Forschungszieles am zweckmäßigsten ist, theoretisch und experimentell so vorzugehen, daß man zunächst diese Einflußgrößen möglichst exakt ermittelte und gleichzeitig ein Rechenprogramm erstellte, bzw. die vorhandenen Rechenprogramme erweiterte und verbesserte, die Blowdown und Notkühlvorgang möglichst exakt beschreiben. Die Detailphänomene werden dann in großen, reaktorähnlichen Versuchsanlagen gekoppelt, und experimentelle Ergebnisse der Nachbildung wichtiger Notkühlphasen oder auch des gesamten Unfallablaufes werden mit den rechnerischen Vorhersagen verglichen. Damit ist eine umfassende und sichere Auslegung des Notkühl-systemes möglich. Diese Überlegungen haben in der Bundesrepublik zu einem Forschungsprogramm geführt, das in verschiedenen Einzelheiten ebenfalls im Rahmen des IRS-Fachgespräches vorgetragen wurde [1] und das im einzelnen in einem Bericht [7] des *Bundesministeriums für Forschung und Technologie* nachzulesen ist.

#### *Erkenntnisstand und Notkühlkriterien*

Aus Versuchen in der Bundesrepublik, aber auch aus Messungen im Ausland stehen uns heute experimentelle Ergebnisse zur Verfügung, die bei konservativer Anwendung sichere Vorhersagen für die Wärmeübergangskoeffizienten sowohl in der Hochdruck- als auch in der Niederdruckphase erlauben. Diese Versuche geben auch Auskunft über den in [1] erwähnten Burnout-Verzug, obwohl diese Frage nicht dieselbe ausschlaggebende Rolle für die Kühlwirkung spielt wie z. B. der Wärmeübergangskoeffizient während der Wiederauffüllphase. Zu forcieren sind auf dem Gebiet der Wärmetransportfragen noch Untersuchungen über das Wärmeleitvermögen im Gasspalt und im Brennstoff, das natürlich auch durch die bei deutschen Brennelementen bisher nicht festgestellte Brennstoffverdichtung (*fuel densification*) mit beeinflusst wird.

Zur Gewährleistung hinreichend hoher Wärmeübergangskoeffizienten sind entsprechende Kühlmittelströme notwendig, sei es in Form von Flüssigkeit, Dampf oder auch als Zweiphasengemisch. Versuche haben gezeigt, daß in den ersten Sekunden des Blowdown, falls es nicht wegen ungünstiger Bruchlagen zu einer kurzzeitigen Stagnation im Kern kommt, das ausströmende Dampf-Wasser-Gemisch Wärmeübergangsbedingungen liefert, die zwar einen Temperaturanstieg der Hüllen nicht verhindern können, aber doch unzulässige Temperaturen vermeiden. In der daran anschließenden Wiederauffüllphase ist es nicht allein damit getan, daß vom Notkühlsystem hinreichend große Wassermengen geliefert werden, es muß auch dafür Sorge getragen werden, daß diese Wassermengen tatsächlich ins Core gelangen können. Ein Effekt, der dies verhindern könnte, ist das sogenannte „*steam-binding*“. Durch die Verdampfungsvorgänge des zugespikten Kühlwassers im Core und an der Coretragkonstruktion kann sich im oberen Plenum des Reaktor-druckbehälters und in den Abströmleitungen ein Dampfpolster bilden, das zu einer erheblichen Vergrößerung des Strömungswiderstandes führt und damit die Abströmwege blockiert. Damit wäre auch eine Nachförderung von Kühlwasser zum Core zumindest kurzzeitig unterbunden. Experimentelle Untersuchungen zum *steam-binding* sind in der Bundesrepublik ebenfalls in Arbeit. Ein sicher erfolgreicher Weg, dieses *steam-binding* zu verhindern oder zumindest wesentlich zu verringern, besteht darin, den im Core gebildeten Dampf im oberen Plenum bzw. auf seinem Strömungsweg im Primärkreis so rasch wie möglich wieder zu kondensieren. Wesentlich aus

diesem Grunde wird bei deutschen wassergekühlten Reaktoren die Einspeisung des Notkühlwassers auch in den sogenannten heißen Strang, also beim Druckwasserreaktor in die Verbindungsleitung zwischen Reaktordruckbehälter und Dampferzeuger, vorgenommen. Bei amerikanischen Reaktoren werden zum Teil andere konstruktive Mittel zur Verhinderung dieser Strömungsblockage verwandt.

Eine hinreichend gute Strömung durch das Core wäre aber auch dann nicht mehr an allen Stellen gewährleistet, wenn die Hüllrohre sich aufblähen und durch Aneinanderliegen die Strömungskanäle in unzulässigem Maße blockieren würden. In extremen Fällen könnte es dabei auch zu einem örtlich begrenzten Aufplatzen der Hüllrohre kommen. Man spricht im ersten Fall von einem duktilen, im zweiten Fall von einem spröden Versagen der Hüllrohre. Untersuchungen darüber sind ebenfalls in der Bundesrepublik in Angriff genommen, bis zur Fertigstellung dieser Ergebnisse stützen sich die Gutachter auf amerikanische Messungen, und die noch verbleibenden Unsicherheiten werden durch konservative Annahmen überbrückt.

Maßgebend für die Strömungsverhältnisse im Core sind nicht zuletzt auch die Ausströmraten an der Bruchstelle, die durch die sogenannte kritische Massenstromgeschwindigkeit bestimmt werden. Über diese kritischen Mengenstromdichten sind in der Literatur zahlreiche Ergebnisse verfügbar. Seit Jahren werden auch in der Bundesrepublik entsprechende Messungen durchgeführt. Sie gehen jedoch über die Untersuchung der kritischen Mengenstromdichte an der Bruchstelle hinaus und beschäftigen sich insbesondere mit den Druck- und Mengenstromverhältnissen im Reaktordruckbehälter während der ersten Sekunden der Blowdown-Phase und liefern damit auch Erkenntnisse für die mechanische Auslegung der Coretragkonstruktion. Zusammen mit einer Reihe zuverlässiger theoretischer Betrachtungen ist damit auch das Problem der Integrität der Coretragkonstruktion, wie im Fachgespräch dargelegt [6], durchaus überschaubar. Die beim Blowdown auf die Coretragkonstruktion wirkenden Kräfte werden sicher durch das elastische Verhalten des Strukturmaterials und des Reaktordruckbehälters vermindert. Trotz relativ guter Kenntnisse der thermohydraulischen Vorgänge wird heute noch von den Sicherheitsgremien vorgeschrieben, bei der Auslegung der Tragkonstruktion mit starren Wänden zu rechnen, also dieser spannungsverringernenden Erscheinung keinen Kredit zu geben. Dies mag als Beispiel dafür dienen, daß aus Gründen einer möglichst großen Sicherheitsreserve konservative Annahmen so lange nicht abgebaut werden, bis nicht alle Fragen im Zusammenhang mit dem betrachteten Problem restlos geklärt sind.

Für die Zukunft muß man sich zweifellos überlegen, welche Notkühlkriterien angelegt werden sollen. Die Reaktorsicherheitskommission geht heute nach den neuesten „*USAEC-acceptance criteria*“ vor, die eine maximale Temperatur der Hüllrohre von 1200°C, eine maximale Zirkon-Wasser-Reaktion von 1% des Zirkon-Inventars und maximal 17% Korrosion der Hüllwandstärken zulassen. Diese Festlegungen sind als reine Grenzen zu betrachten, und es gilt zu überlegen, ob es nicht sinnvoller wäre, die Kriterien mehr auf die physikalischen Folgen des Unfalls auszurichten. Dies könnte z. B. so geschehen, daß man nicht eine Maximaltemperatur vorschreibt, die zu keinem Zeitpunkt überschritten werden darf, sondern nach Zeitdauer gestufte Temperaturgrenzen vorgibt, die im wesentlichen durch duktiles oder sprödes Versagen des Hüllmaterials, durch Zirkon-Wasser-Reaktion oder andere Korrosionsvorgänge bestimmt werden. In diesem Zusammenhang erhebt sich auch die Frage, ob es immer und überall sinnvoll ist, von Anfang an in die Betrachtung der Notkühlphase als Eingangsgrößen in die Blowdown- und Notkühlrechnung konservative Annahmen einzuführen. Die Vorträge [1, 6] des Fachgesprächs haben gezeigt, daß eine für den einen Vorgang konservative Betrachtung für einen anderen damit gekoppelten Prozeß durchaus risikoreichere Aspekte haben kann. Es scheint deshalb zweckmäßiger, in der Unfallanalyse mit möglichst realistischen Annahmen zu rechnen und erst das Ergebnis oder auch Detailergebnisse durch konservative Zuschläge zusätzlich abzusichern.

F. Mayinger, Hannover

#### Die Vorträge des IRS-Fachgesprächs 1973

- [1] G. Farber (IRS): Probleme der Beurteilung der Kernnotkühlung.
  - [2] H. Eisele (TUV Baden) und G. Farber (IRS): Vorschläge zur weiteren Verbesserung von Sicherheitskriterien.
  - [3] F.-W. Heuser (IRS): Methodische Möglichkeiten der Zuverlässigkeitsanalyse zur Beurteilung von Notkühlssystemen.
  - [4] H.-P. Balfanz (IRS): Aussagen der angewandten Zuverlässigkeitsanalyse.
  - [5] H. Karwat (LRA Garching): Durchführung realistischer Rechnungen als Basis für die Auslegung von Notkühlrichtungen.
  - [6] J. Rohde (IRS): Beurteilung von Rechenprogrammen und ihrer Absicherung durch experimentelle Untersuchungen.
- \*
- [7] Forschungsprogramm Reaktorsicherheit des Bundesministeriums für Bildung und Wissenschaft, November 1973, zu beziehen durch das Institut für Reaktorsicherheit, 5 Köln 1, Glockengasse 2.