

Sicherheitsforschung für Kernreaktoren

W. Scholtyssek, W. Tromm, Programm Nukleare Sicherheitsforschung

Einleitung

Der sichere Betrieb von Kernkraftwerken in Deutschland erfolgt entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik und verlangt im Sinne der staatlichen Vorsorge eine kontinuierliche Vertiefung von FuE-Arbeiten zur Reaktorsicherheit. Hierzu werden im Forschungszentrum Karlsruhe eine Reihe von theoretischen und experimentellen Untersuchungen zu Auslegungs- und auslegungsüberschreitenden Störfällen von Leichtwasserreaktoren sowie deren radiologischen Konsequenzen durchgeführt.

Unfallszenarienanalyse

Um die Bewertung von Auslegungsstörfällen zu verbessern und eventuelle Risiken zu verringern, werden im Forschungszentrum

Karlsruhe sowohl deterministische Methoden zur Analyse von Unfallszenarien als auch probabilistische Verfahren für Risiko- und Zuverlässigkeitsanalysen herangezogen. Zur Validierung und stetigen Weiterentwicklung der Programme werden geeignete Experimente analysiert und die Extrapolationsfähigkeit auf Reaktorbedingungen anhand von internationalen Vergleichsstudien, sogenannten „Benchmarks“, überprüft (Abb. 1). In den letzten Jahren wurden zahlreiche fortgeschrittene Programmsysteme zur Beschreibung der Thermohydraulik mit dreidimensionalen Neutronenkinetik-Modellen gekoppelt. Solche gekoppelten Systemcodes werden im Forschungszentrum angewandt, um komplexe Störfälle mit starken räumlichen Unterschieden der Leistungsverteilung im Kern zu untersuchen [1]. Dadurch kön-

nen sicherheitsrelevante lokale Parameter bestimmt und somit Sicherheitsreserven genauer ermittelt werden.

Neben der Anwendung von Systemcodes zur Sicherheitsanalyse werden auch in zunehmendem Maße CFD-Programme eingesetzt, um die komplexen mehrdimensionalen Strömungs- und Wärmeübertragungsbedingungen z. B. im Reaktordruckbehälter zu erfassen, parallel werden dazu grundlagenorientierte Entwicklungen verfolgt, um z. B. empirische Korrelationen für die Blasen-induzierte Turbulenz auf eine bessere Basis zu stellen [2].

Die Anforderungen an die Sicherheit auch im Falle auslegungsüberschreitender Störfälle wurden zunehmend erhöht, sodass in Deutschland für die laufenden Reaktoren zusätzliche Maßnahmen

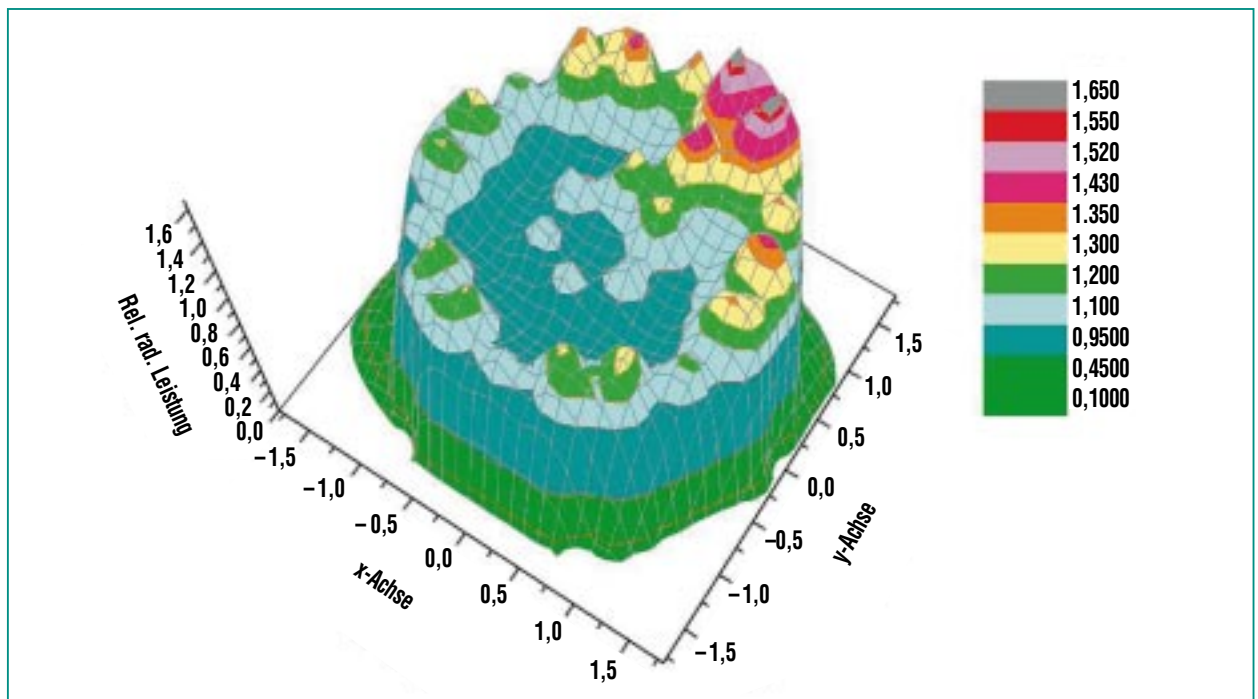


Abb. 1: OECD/NEA VVER-1000 Phase-1 Benchmark: Simulation der Leistungsverteilung im Reaktordruckbehälter bei Wiederanfahren einer Kühlmittelpumpe bei angenommenem Steuerstababwurf.

ergriffen wurden, die einerseits die Eingriffsmöglichkeiten beim Unfall verbessern und andererseits die eventuelle Freisetzung von Radioaktivität nach außen stark verringern. Diese Maßnahmen, basierend auf einem vertieften Verständnis des Unfallablaufs, wurden ganz wesentlich im Forschungszentrum Karlsruhe mit zum Teil einzigartigen großen Versuchsanlagen und den komplementären theoretischen Analysen mitentwickelt [3]. Anhand einiger ausgewählter Beispiele soll dies im Folgenden näher erläutert werden.

Wasserstoff-Experimente

In Siedewasserreaktoren (SWR) entstehen während des Betriebs durch strahlungsbedingte Spaltung von Wasser erhebliche Mengen an Radiolysegas ($2\text{H}_2 + \text{O}_2$). Die Gaskonzentrationen im Frisch-

dampf sind zwar sehr gering, aber in nicht permanent durchströmten Anschlussleitungen zum Primärkreis kann Dampf kondensieren und das dabei zurückbleibende, nicht kondensierbare Radiolysegas kann sich über Wochen und Monate auf hohe Partialdrücke anreichern (Abb. 2). In deutschen SWR befinden sich viele, nicht permanent gespülte Messleitungen, die im Extremfall mit 70 bar Radiolysegas gefüllt sein könnten. Einfache Abschätzungen zeigten, dass diese sogenannten DN-15-Leitungen wegen ihrer hohen Wandstärke eventuell auch einer Radiolysegasdetonation bei 70 bar Ausgangsdruck standhalten könnten. Unsicher war insbesondere das komplizierte strukturmechanische Verhalten von Rohrbiegungen. Im Auftrag der deutschen SWR-Betreiber wurden deshalb im Forschungszentrum Detonationsversuche mit Radiolysegas in einem

U-förmig gebogenen DN-15-Testrohr durchgeführt [4]. Alle Komponenten, die während der Versuchsdurchführung Radiolysegas enthalten, wurden in einem Sicherheitsbehälter untergebracht. Insgesamt wurden 31 Versuche mit Radiolysegas bei Ausgangsdrücken von 0,5 bis 70 bar durchgeführt. Als wesentliches Ergebnis der Versuche ist festzuhalten, dass das DN-15-Versuchsrohr unreflektierten Detonationslasten bis zu 70 bar Anfangsdruck standhielt. Damit ist der experimentelle Nachweis erbracht, dass dieser Rohrtyp selbst im Extremfall bei einer Detonation nicht versagen würde. DN-15-Leitungen können damit aus den Überwachungsprogrammen in deutschen SWR-Anlagen entlassen werden, wenn sie in ein offenes System münden (keine Reflektion). Weiterhin ist es nicht mehr erforderlich, bei Anzeichen von Radiolysegasansamm-

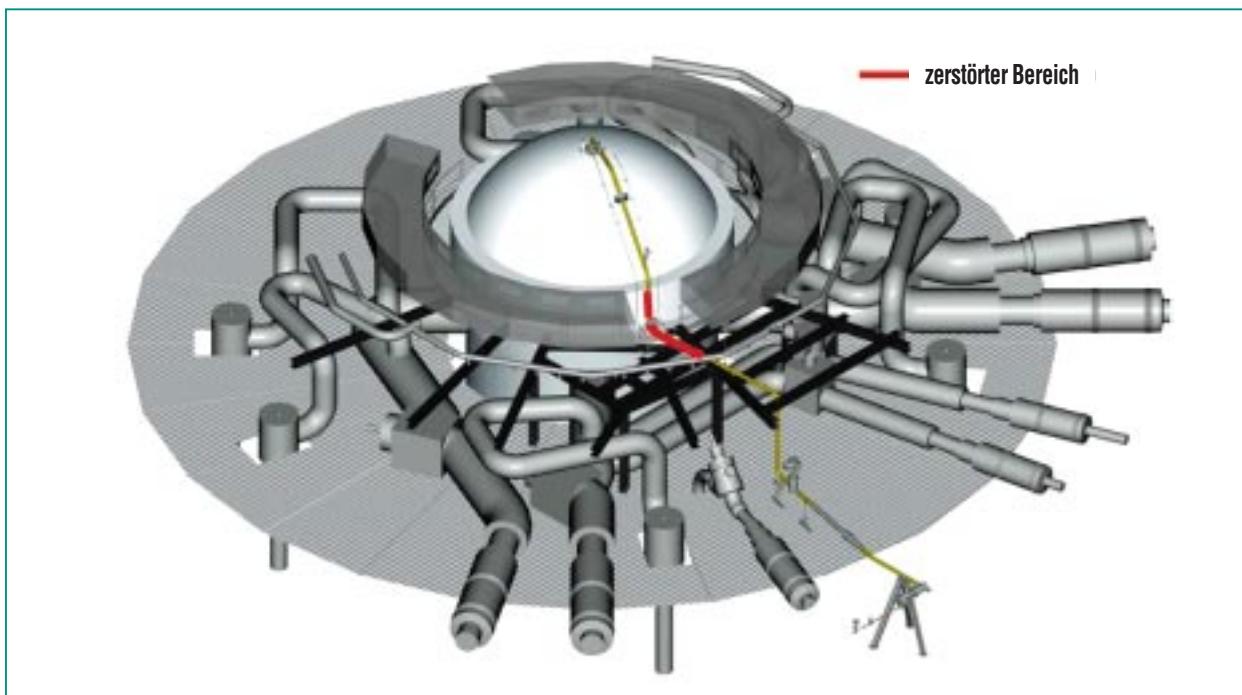


Abb. 2: Zerstörter Bereich einer Deckelsprühleitung in einem SWR.

lungen in solchen Leitungen vor- sorglich den Leistungsbetrieb ein- zustellen, um Gegenmaßnahmen einzuleiten.

QUENCH-Experimente

Das Fluten des überhitzten Reak- torkerns mit Wasser ist eine der wichtigsten Unfallmaßnahmen für einen auslegungsüberschreiten- den Störfall. Bei diesem Vorgang

kann es aber aufgrund der exo- thermen chemischen Reaktionen zwischen dem entstehenden Was- serdampf und den Zircaloy-Brenne- lementhüllrohren zu einer tempo- rären Temperatureskalation un- ter gleichzeitiger Bildung von Was- serstoff kommen. Um diesen Was- serstoffquellterm zu ermitteln, wer- den in der QUENCH-Versuchsan- lage des Forschungszentrums (Abb. 3) unter verschiedenen Ver-

suchsbedingungen für DWR-, SWR- und russische WWER-Brennele- mente Out-of-pile-Experimente, d. h. Simulationsexperimente au- ßerhalb eines Reaktors, durchge- führt [5]. Dabei wird ein umfang- reich instrumentiertes Simula- tionsbündel in oxidierender At- mosphäre auf Temperaturen von 1500 bis 2000 °C aufgeheizt und anschließend mit Wasser oder Dampf abgeschreckt. Bisher wur- den 11 solcher Integral-Experi- mente durchgeführt. Bei einem Teil der Versuche war das Fluten mit Wasser bzw. das Abschrecken mit Dampf erfolgreich und führte zur sofortigen Temperaturabsenkung und somit nur zu einer geringen zu- sätzlichen Wasserstoffproduktion. Bei anderen Versuchen wurde da- gegen mit Beginn der Abschreck- phase eine Temperatureskalation verbunden mit der Freisetzung von Wasserstoff beobachtet. Diese ex- perimentellen Arbeiten werden kontinuierlich durch theoretische Arbeiten an den Wechselwirkungs- und Freisetzungsmodellen der Sys- temcodes zur Simulation des Re- aktorverhaltens begleitet, sodass aufgrund der Ergebnisse der Ex- perimente Handlungsempfehlun- gen für Reaktorbetreiber abgelei- tet werden können [6].

Direct-Containment- Heating-Experimente

Versagen bei einem solchen an- genommenen auslegungsüber- schreitenden Störfall auch lang- fristig alle Kühlungsmöglichkei- ten, bildet sich zunächst inner- halb des Reaktordruckbehälters (RDB) eine Schmelze aus, die nach eini- ger Zeit auch den Druckbehälter durchschmelzen könnte. Die Schmelze kann aus dem Druck-



Abb. 3: QUENCH-Bündel nach dem Versuch: Heißester Bereich mit oxidierten Brennstabhüllrohren und teilweise geschmolzenem Dampfführungsrohr.

behälter im Zentrum der Bodenkalotte oder durch seitliches Versagen etwa in Höhe der Schmelzenoberfläche austreten. Falls der Druck des Primärkreises auf deutlich unter 20 bar erfolgreich entlastet wurde, können die Reaktionskräfte bei RDB-Versagen von den Auflagern des RDB abgetragen werden. Die Schmelze kann jedoch zu wesentlichen Teilen aus der Reaktorgrube ausgetragen und in den Sicherheitsbehälter verlagert werden. Diese Vorgänge werden im Forschungszentrum in den DISCO-Experimenten (DISPersion von COrium) mit dem Ziel untersucht, mögliche Gefährdungen für die Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters und Gegenmaßnahmen dazu aufzuzeigen [7]. In einer 1:18 skalierten Geometrie wird die Kernschmelze durch kalte Modellflüssigkeiten oder heiße Thermo-schmelzen ($T > 2000\text{ °C}$) (Abb. 4) simuliert. Versagt der RDB am Boden, können bei Drücken nahe 20 bar bis zu 75 % der Schmelze aus der Reaktorkaverne ausgetragen werden. Bei Restdrücken unter 5 bar sinkt dieser Anteil unter 10 %. Bei seitlichem Versagen ist der Schmelzeaustrag wesentlich geringer. Durch Wärmeübergang von den kleinen Schmelzetröpfchen an die Atmosphäre im Sicherheitsbehälter und durch die Verbrennung des Wasserstoffes, der durch die Reaktion des metallischen Teils der Schmelze mit dem Dampf erzeugt wird, kann sich der Druck im Sicherheitsbehälter kurzzeitig um 2 bis 4 bar erhöhen. Ist der direkte Weg aus der Reaktorgrube in den Sicherheitsbehälter versperrt, und nur eine Verbindung in die relativ engen Pumpen- und Dampferzeugerräume vorhanden, so ist die Wasserstoffproduktion

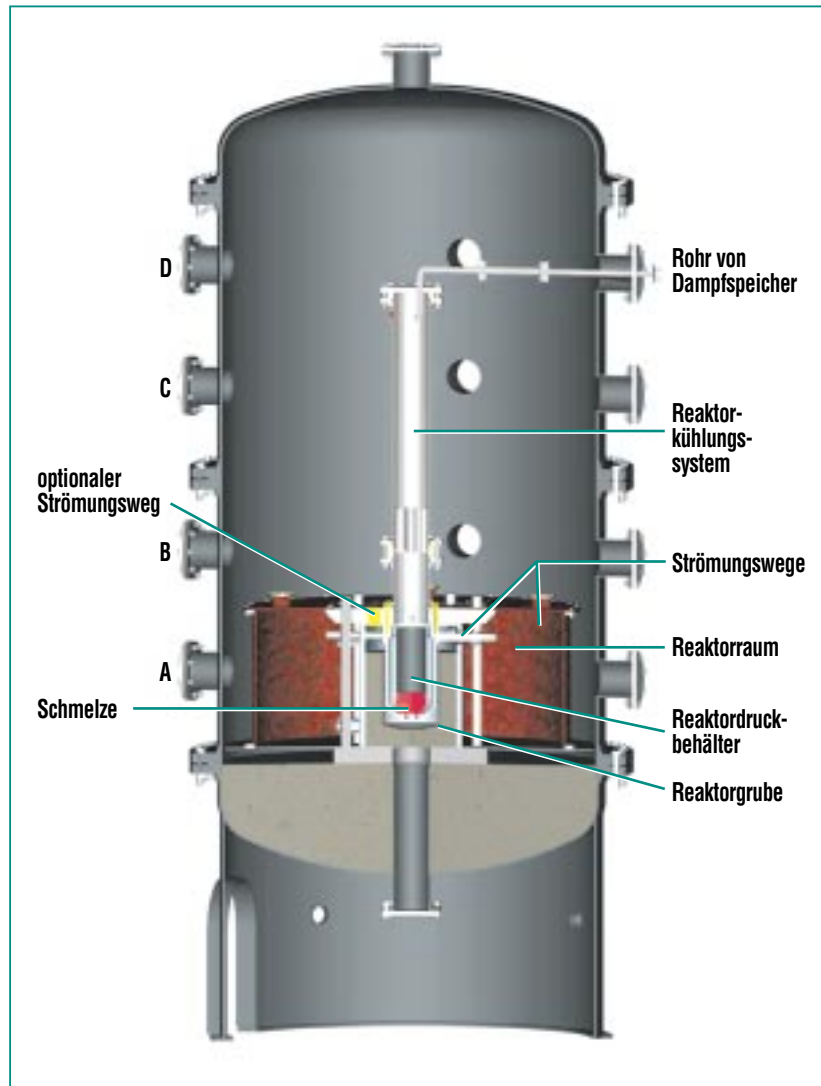


Abb. 4: Die Versuchsanlage DISCO mit skaliertem Reaktordruckbehälter und Kühlsystem.

und -verbrennung geringer. Damit vermindern sich auch der Energieeintrag in die Atmosphäre und der Druckanstieg.

Die ausgewählten hier dargestellten und weitere Experimente mit den begleitenden Entwicklungen von Rechenprogrammen erhöhen wesentlich die Kenntnisse über den Ablauf von Auslegungs- und auslegungsüberschreitenden Störfällen, aber auch über Eingriffs-

möglichkeiten zur Unfallminderung. Damit leisten diese Arbeiten einen Beitrag zum weiteren, sicheren Betrieb der existierenden Reaktoren. Die internationale Einbindung und der intensive Austausch mit Ländern innerhalb und außerhalb Europas mit Förderung durch die Europäische Union unterstützen damit die Absicherung eines international hohen Sicherheitsniveaus der Leichtwasserreaktoren.

Literatur

- [1] V. Sanchez, M. Böttcher,
*Proceedings of the 11th International
Topical Meeting on Nuclear Reactor
Thermal-Hydraulics (NURETH-11),
Avignon, France, Oct. 2005*
- [2] M. Ilic, M. Wörner, et al,
*Nuclear Science and Technology,
vol. 41, No. 3, pp 331-338,
March 2004*
- [3] Miassoedov, H. Alsmeyer, L. Meyer,
M. Steinbrück,
*FISA 2006, Conference on
EU-Research and Training in
Reactor Systems, Luxembourg,
March 2006*
- [4] W. Breitung, J. Grune, M. Kuznetsov,
*Proceedings of the 18th International
Conference on Structural Mechanics
in Reactor Technology (SMiRT 18),
Beijing, China, Aug. 2005*
- [5] L.K. Sepold, A. Miassoedov,
G. Schanz, U. Stegmaier,
M. Steinbrück, J. Stuckert,
C. Homann,
*Nuclear Technology, 147(2004)
S.202-15*
- [6] W. Hering, Ch. Homann,
*Degraded Core Quench:
Consequence Evaluation based
on available data, NURETH-11,
International Topical Meeting on
the Nuclear Reactor Thermal-
Hydraulics, October 2-6, 2005,
Avignon, France*
- [7] L. Meyer, D. Wilhelm, R. Meignen,
D. Plassart, C. Paroli,
*Proceedings of the 11th International
Topical Meeting on Nuclear Reactor
Thermal-Hydraulics (NURETH-11),
Avignon, France, Oct. 2005*



OBERMEYER

PLANEN + BERATEN GmbH

PLANUNGSGESELLSCHAFT FÜR BAU, UMWELT,
VERKEHR UND TECHNISCHE AUSRÜSTUNG

80686 München • Hansastraße 40 • Tel. 089/5799-0 • Fax: 089/5799-910 • Internet: www.opb.de • E-mail: info@opb.de

Hochbau
Ingenieurtechnik
Verkehrsinfrastruktur
Umwelt

Seit über 20 Jahren Partner im Forschungszentrum Karlsruhe
für Planung, Beratung, Bau- und Montageleitung

76185 Karlsruhe • Blücherstraße 20 • Tel. 0721/9802-0 • Fax: 0721/9802-599 • Internet: www.opb.de • E-mail: karlsruhe@opb.de