

Untersuchungen von Auslegungs- und schweren Störfällen in Leichtwasserreaktoren

D. G. Cacuci, D. Struwe, W. Hering, Ch. Homann, M. Ionescu-Bujor, X. Jin, V. Sanchez-Espinoza, W. Sengpiel, IRS

Einführung

Die Fortführung der Reaktorsicherheitsforschung dient dazu, die Bewertung von Risiken, die mit dem Betrieb von Leichtwasserreaktoren verbunden sind, zu verbessern und diese Risiken gegebenenfalls zu verringern. Hierzu werden sowohl deterministische Verfahren zur Analyse möglicher Unfallszenarien als auch probabilistische Methoden für Risiko- und Zuverlässigkeitsanalysen herangezogen. Heute versucht man in zunehmendem Maß, die probabilistischen Analysen mit einem deterministischen Ansatz zu koppeln, um genauere Aussagen zu erhalten.

Entsprechend dem fortgeschrittenen Stand von Wissenschaft und Technik werden inzwischen bei der Bewertung von Auslegungsmaßnahmen auch die Konsequenzen von schweren Störfällen einbezogen. In Deutschland wurde diese Erweiterung der Bewertungsbasis durch das Artikelgesetz von 1994 (Änderung des Atomgesetzes) für zukünftige Anlagen vorgeschrieben.

Bei den Unfallabläufen ist zunächst nur das Geschehen im Reaktordruckbehälter („in-vessel“) wichtig. Es bestimmt den primären Quellterm für Spaltprodukte und Wasserstoff im Sicherheitsbehälter sowie die Ausgangsbedingungen, wie Temperatur und Zusammensetzung der Schmelze, für den weiteren Verlauf des Unfalls außerhalb des Druckbehälters („ex-vessel“). Das ist jedoch Thema der vorhergehenden Beiträge in diesem Heft.

Für die Entwicklung von anlageninternen Notfallmaßnahmen im Falle eines Unfalls werden für den Bereich des Primärkreises eines Leistungsreaktors detaillierte thermohydraulische mechanistische Codes wie ATHLET-CD, ICARE/CATHARE, SCDAP/RELAP5, SCDAPSIM angewendet. Die gleichen Programme werden auch benutzt, um Maßnahmen zur Verbesserung der Wirtschaftlichkeit bestehender Anlagen in ihrer Auswirkung auf die Sicherheit der Anlagen zu untersuchen.

Das generelle Ziel aller Analyseprogramme, belastbare Analysen für Anlagentransienten und Störfälle durchzuführen, kann durch eine angemessene Modellierung der wichtigen Phänomene und Prozesse sowie ihrer Wechselwirkung miteinander im Reaktorkern und Primärkreis erreicht werden. Zur Validierung und stetigen Weiterentwicklung dieser Programme werden geeignete Experimente analysiert und die Extrapolationsfähigkeit auf Reaktorbedingungen anhand von internationalen Vergleichsstudien, sog. „Benchmarks“, überprüft. Im vorliegenden Beitrag wird der aktuelle Stand dieser Entwicklung und Validierung für den Auslegungs- und Auslegungsüberschreitenden Bereich vorgestellt.

Validierung von Störfallcodes

In den letzten Jahren wurden zahlreiche fortgeschrittene Programmsysteme zur Beschreibung der Thermohydraulik mit dreidimensionalen Neutronenkinetik-Modellen gekoppelt. Solche gekoppelten Systemcodes

werden zunehmend in der Forschung, der Industrie und den Genehmigungsbehörden angewandt, um komplexe Störfälle (z.B. Reaktivitäts-, Deborierungs- oder Unterkühlungs-Transienten) mit starken räumlichen Unterschieden der Leistungsverteilung im Kern zu untersuchen. Dadurch können sicherheitsrelevante lokale Parameter unter Berücksichtigung verschiedener Faktoren wie Anreicherung, Abbrand, etc. bestimmt und somit Sicherheitsreserven von Kernkonfigurationen genauer ermittelt werden.

Zur Weiterentwicklung und Validierung dieser gekoppelten Codesysteme werden neben Realdaten aus Leistungsreaktoren auch numerische Benchmarks eingesetzt. Hierzu gehören auch die internationalen Benchmarks der OECD/NEA und des Code Assessment and Maintenance Program (CAMP) der USNRC.

Das Programm NUKLEAR im Forschungszentrum hat in Kooperation mit Framatome/ANP-Erlangen erfolgreich mit dem Codesystem RELAP5/PANBOX am internationalen Benchmark zum Main Steam Line Break (Frischdampfleitungsbruch) teilgenommen [1]. Der erzielte Fortschritt wird sichtbar in der Gegenüberstellung der berechneten Reaktorleistung (Abb. 1) mit Punktkinetik und 3D-Kinetik. Wichtig ist der mit 3D-Kinetik ermittelte niedrigere Leistungsanstieg nach Reaktorschnellabschaltung gegenüber dem mit der Punktkinetik ermittelten Wert (bis zu 600 MW).

Darüber hinaus gewinnt man detailliertere Informationen über die zeitliche Änderung der axialen

und radialen Leistungsverteilung. Die in Abb. 2 sichtbare Leistungsverzerrung ist auf die unsymmetrische Kernkühlung und die angenommene Blockierung eines Absorberstabbündels zurückzuführen. Diese starken räumlichen Änderungen zeigen die Problematik des Punktkinetik-Ansatzes, bei dem von einer konstanten axialen Leistungsformfunktion ausgegangen wird.

Gegenwärtig wird der Systemcode RELAP5/PARCS in Rahmen des internationalen VVER-1000 Coolant Transient Benchmarks (V1000-CT) qualifiziert. Hierfür sind experimentelle Daten, die am KKW Kozloduy gemessen wurden, verfügbar.

Adjoint Sensitivity Analysis Procedure

Die Adjoint Sensitivity Analysis Procedure (ASAP) [2] ist ein Verfahren, um die Sensitivitäten der Ergebnisse von gekoppelten thermohydraulischen Modellen in Abhängigkeit von allen Systemparametern α auf ein Systemergebnis R vollständig zu erfassen. Die relativen Sensitivitäten

$$\left(\text{Definition: } \frac{\partial R}{\partial \alpha} \cdot \frac{\alpha}{R} \right)$$

geben die Möglichkeit, die Wichtigkeit des entsprechenden Parameters für das Systemergebnis zu bestimmen.

Die Implementierung dieser Methode in RELAP5/MOD3.2 wurde erfolgreich abgeschlossen und anhand des Experimentes QUENCH-04 [3] getestet. Abb. 3 zeigt als Beispiel das zeitabhängige Verhalten der acht größten relativen Sensitivitäten

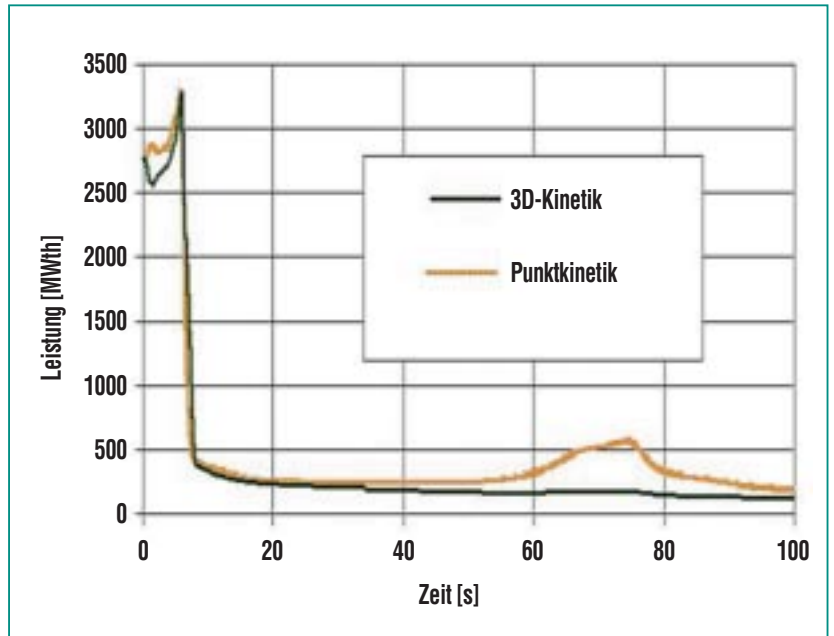


Abb. 1: Vergleich der berechneten Reaktorleistung mit Punktkinetik und 3D-Kinetik für den Reaktor TMI-1 für ein Dampfrohrbruch-Szenario.

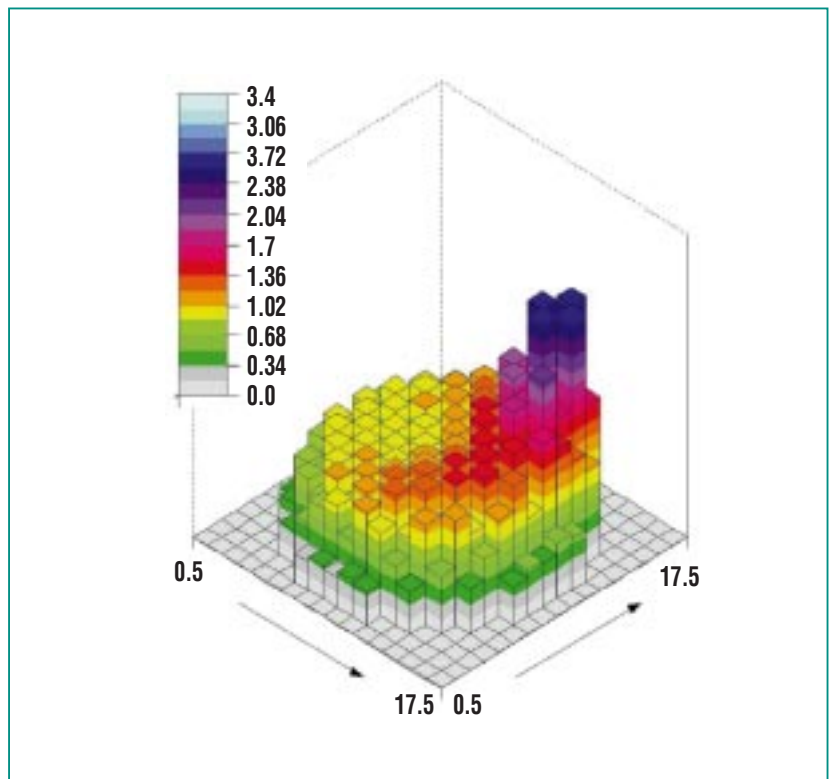


Abb. 2: Radiale Verteilung des Leistungsprofils berechnet mit dem 3D-Kinetikmodell.

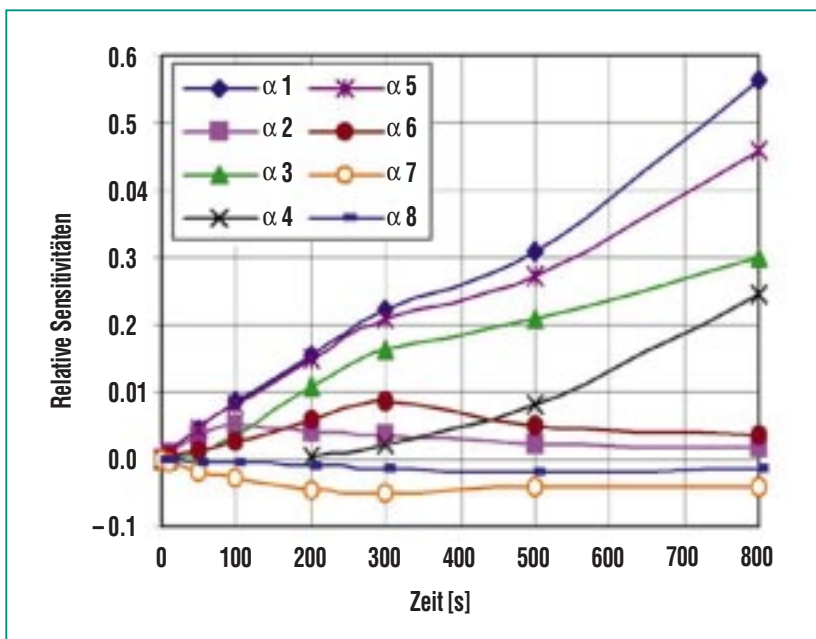


Abb. 3: Zeitabhängige relative Sensitivitäten der Außenwandtemperatur des beheizten Stabs in der Höhe von 1,3 m.

der Außenwandtemperatur des beheizten Stabs in der Höhe von 1,3 m.

Die gezeigten Parameter haben folgende physikalische Bedeutung: nominaler Leistungsfaktor ($\alpha 1$), nominale Leistung bis 121s ($\alpha 2$), nominale Leistung bis 2088.6 s ($\alpha 3$), nominale Leistung bis 2103 s ($\alpha 4$), nominaler Multiplikationsfaktor der internen Quelle ($\alpha 5$), nominale Oberflächentemperatur in 1.3 m Höhe ($\alpha 6$), nominale volumetrische Wärmekapazität des ZrO_2 -Pellets ($\alpha 7$) und nominale volumetrische Wärmekapazität des Zirkalloys ($\alpha 8$).

Die Sensitivitäten der Parametern $\alpha 1$, $\alpha 4$, $\alpha 3$, und $\alpha 5$ sind positiv, d.h. die Werte nehmen mit der Zeit zu. Die Sensitivitäten der Parameter $\alpha 7$ und $\alpha 8$ sind negativ, d.h. die Werte nehmen mit der Zeit ab. Vor allem erreicht die relative Sensitivität der Außen-

wandtemperatur nach 800 s ca. 56 % in Bezug auf den nominalen Leistungsfaktor, d. h. eine Änderung im nominalen Leistungsfaktor von 10 % führt zu einer Änderung in der Außenwandtemperatur von 5,6 %. Die anderen relativen Sensitivitäten sind relativ klein.

Fluten eines überhitzten Reaktorkernes

Derzeit wird weltweit an der Verbesserung der Vorhersage der Reaktion eines überhitzten Reaktorkernes auf einen Flutvorgang gearbeitet. Ein Beitrag des Programms Nukleare Sicherheitsforschung im Forschungszentrum zu diesem Thema war der Versuch QUENCH-06 [3], der von der OECD/NEA als Internationales Standard Problem (ISP) No. 45 ausgewählt und vom Forschungszentrum betreut wurde.

Es bezieht sich auf die Untersuchung des Kernverhaltens in Kernkraftwerken beim Aufheizen und verzögertem Fluten während eines angenommenen Unfalls mit Kühlmittelverlust.

Um den Stand von Kernschmelzcodes für die Simulation der Kernaufheizung und der Abschreckung mit Wasser (quench) bei Temperaturen oberhalb von 2000 K beurteilen zu können, wurden in der so genannten blinden Phase des ISP nur die notwendigen Anfangs- und Randbedingungen für die Nachrechnungen des Experiments vorgegeben, aber keine weiteren experimentellen Einzelheiten. An dieser Phase beteiligten sich 21 Organisationen aus 15 Staaten mit 8 verschiedenen Programm-Systemen (ATHLET-CD, ICARE/CATHARE, IMPACT/SAMPSON, GENFLO, MAAP, MELCOR, SCDAPSIM, SCDAP-3D) sowie das IRS mit der eigenen Version SCDAP/RELAP5 mod3.2.irs.

Bis einschließlich der zweiten Aufheizphase ($t = 7 \dots s$, Abb. 4) wichen die meisten Ergebnisse nicht wesentlich voneinander ab, außer als Folge von offensichtlichen Benutzer-Fehlern, so dass ein „Hauptfeld“ von Ergebnissen definiert werden konnte. Für die Abschreckphase ($t > 7 \dots s$) zeigte sich, dass die Modellierung der Thermohydraulik unzureichend ist: einige Teilnehmer konnten die experimentell beobachteten Abkühlraten nicht nachvollziehen, andere mussten ein sehr feines Gitter benutzen, um Unzulänglichkeiten in der Nodalisierung des Rechenprogramms auszugleichen.

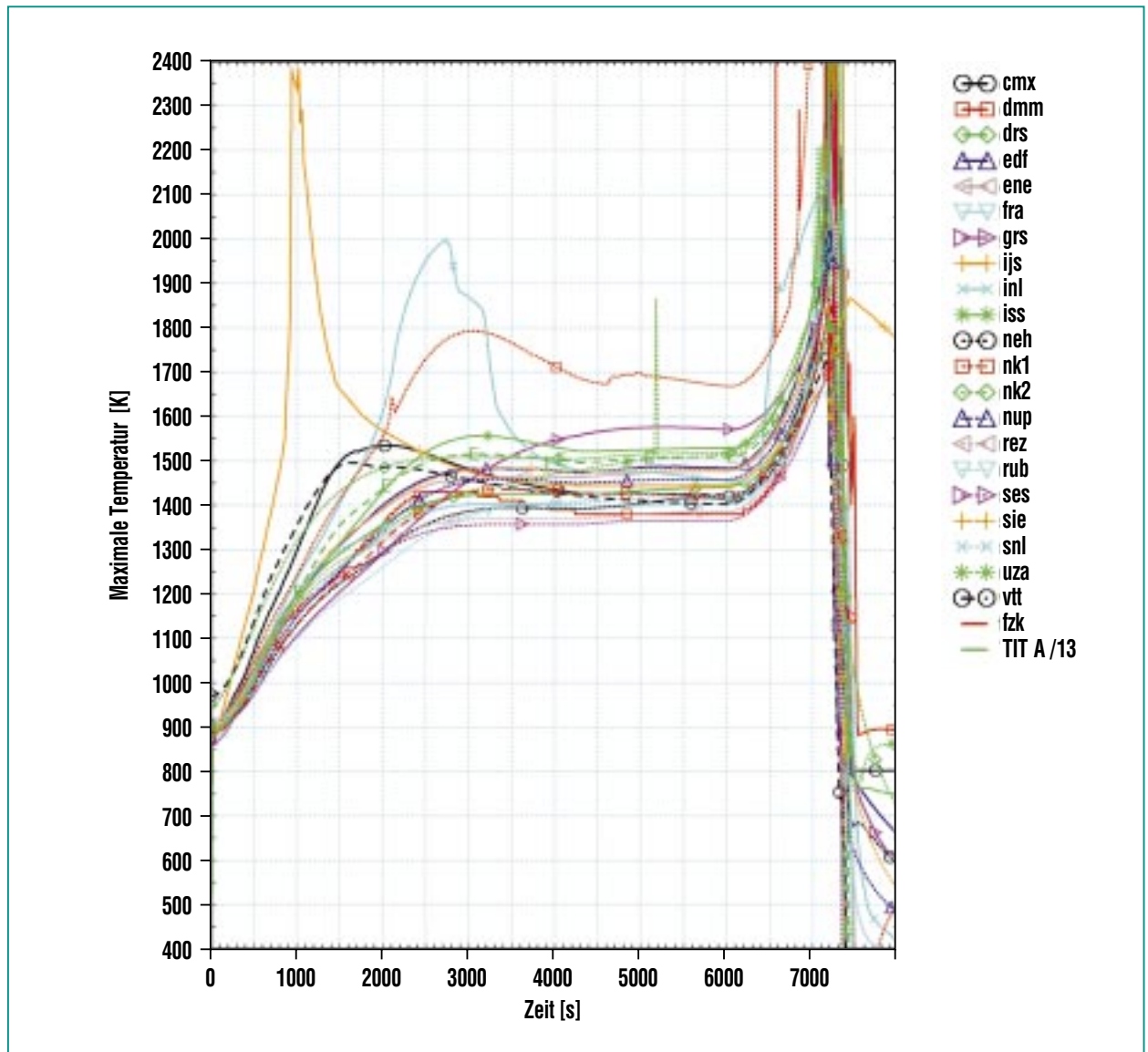


Abb. 4: In der blinden Phase berechnete und im Experiment gemessene Maximaltemperaturen am Hüllrohr.

Im Versuch verhinderte eine hinreichend dicke Oxidschicht ein Versagen der Hüllrohre unterhalb von ~2200 K und damit die Freisetzung von metallischer Schmelze. Dieses Verhalten konnte in den meisten Rechenprogrammen mit den normalen Oxidationsmodellen beschrieben werden, wenn nicht willkürlich ein Abplatzen der Oxidschicht ange-

nommen wird. Im Hauptfeld erhöhte sich die Streuung der berechneten freigesetzten H_2 -Masse von ca. $\pm 15\%$ vor dem Fluten auf ca. $\pm 40\%$ nach dem Fluten (Abb. 5).

Die Ausreißer bei den berechneten Temperaturen und freigesetzten Wasserstoffmengen sind auf der Annahme begründet, dass

die schützende Oxidschicht abplatzt. Im Hauptfeld der Ergebnisse wurde von den meisten Teilnehmern richtig berechnet, dass keine Zerstörung des Bündels eintritt. Eine detaillierte Untersuchung zeigte auch, dass die Codes noch Probleme mit der korrekten Berechnung der Anfangsbedingungen im Bündel zu Beginn des Flutens haben.

Eine weitere überraschende Erkenntnis ist, dass die Energiebilanz sorgfältig überprüft werden muss, bevor man an die Interpretation der Ergebnisse gehen kann. Fehlende Erfahrung der Codebenutzer sowie Schwierigkeiten bei der angemessenen Modellierung der QUENCH-Anlage waren die Hauptursache für größere Abweichungen.

Die Ergebnisse der offenen Phase zeigen, dass die Codes das Experiment durch Parameteranpassung zufriedenstellend analysieren können. Einige Teilnehmer haben Fehler korrigiert oder den Code modellmässig verbessert. Die Streuung der Ergebnisse, z.B. bei der berechneten H₂-Masse, wurde deutlich reduziert (Abb. 5).

Die im letzten Jahr begonnene Validierung von ASTEC V1 anhand von QUENCH-06 zeigte Defizite auf, die im 6. Rahmenprogramm der EU in SARNET behoben werden sollen.

Die Datenbasis zum Kernverhalten beim verzögerten Fluten wurde im QUENCH-Programm deutlich erweitert, Forschungsbedarf besteht allerdings noch bei niedrigen Flutraten und ausgedehnten Schadenszuständen, wie z.B. einem lokalen Schüttbett.

Endphase eines schweren Kernschmelzunfall

Zur prototypischen Untersuchung des Brennstabverhaltens bis in die späte Phase eines Kernschmelzunfalls wird in internationaler Zusammenarbeit das experimentelle Phebus-FP (Fission

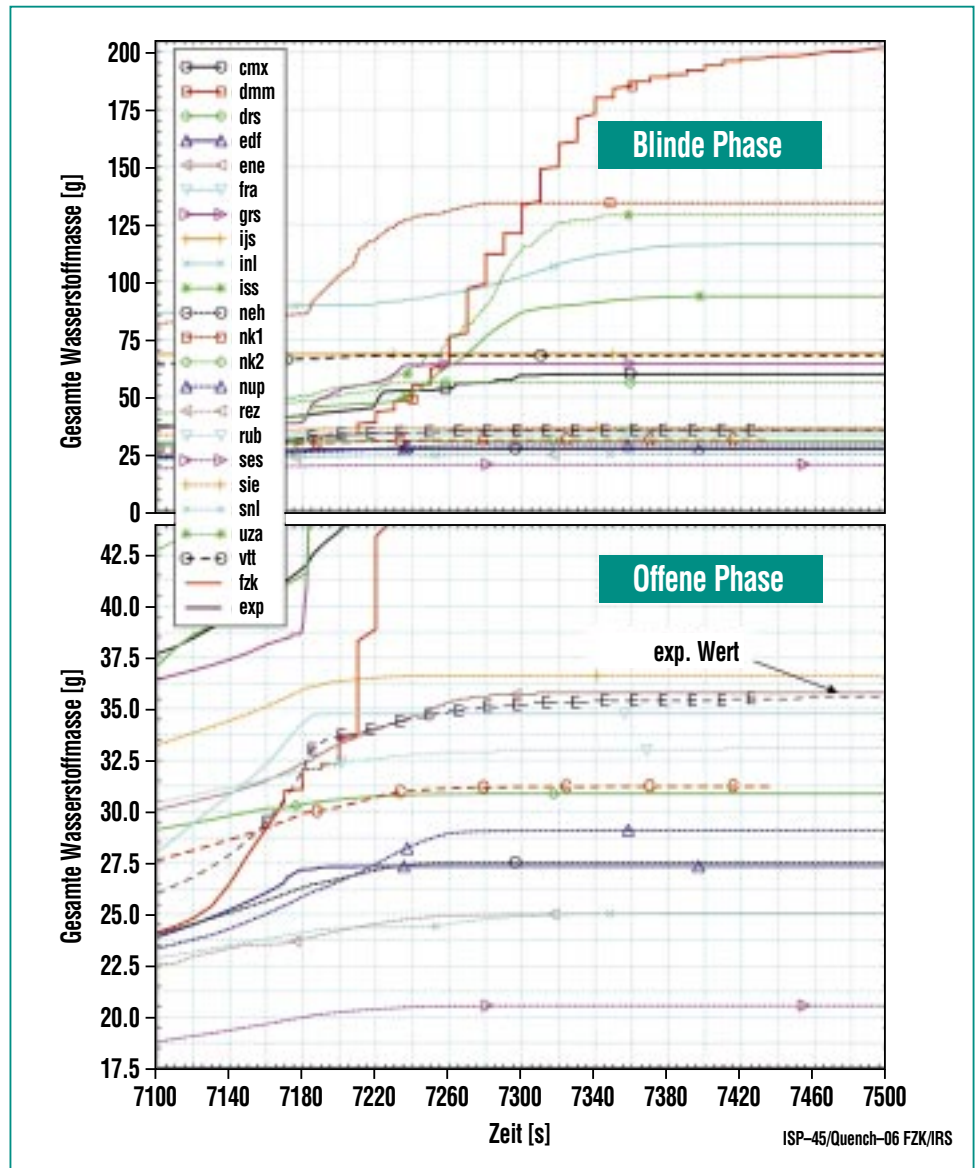


Abb. 5: Berechnete Wasserstoffmassen in der blinden und offenen Phase des ISP-45.

Produkt) Programm in Cadarache, Frankreich, durchgeführt.

Das Ziel der Phebus FP Versuchserie ist es, die thermo-mechanischen und physico-chemischen Phänomene bei einem LWR-Kernschmelzunfall zu untersuchen, insbesondere die Freisetzung von Spaltprodukten, und

diese Ergebnisse für die Codevalidierung bereitzustellen.

Die Versuchsreihe umfasst 6 Experimente, von denen vier bereits durchgeführt worden sind: Drei Experimente mit Brennelementen von jeweils 20 Brennstäben und einem zentralen Absorberstab, ein Experiment mit einem vordefi-

nierten Schüttbett aus Brennstoff- und oxidierten Hüllrohrbruchstücken [6].

Im Phebus-Versuch FPT1 bestand das Brennelement (ca. 1m lang) aus 18 bestrahlten (Abbrand ~23 GWd /tU) und zwei frischen Brennstäben sowie einem

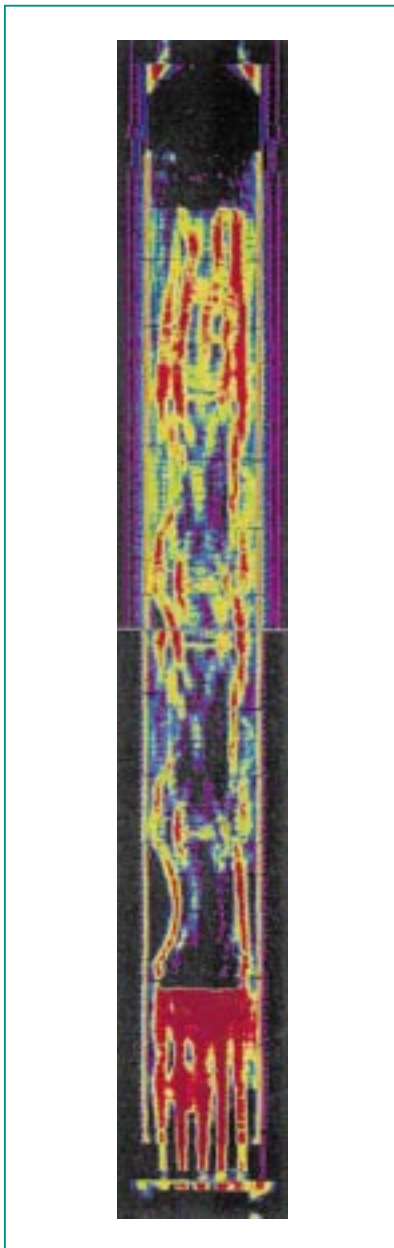


Abb. 6: Röntgen-Radiographie der FPT1-Teststrecke [6].

zentralen Steuerstab mit Silber-Indium-Cadmium Absorbermaterial, Edelstahl-Hüllrohr und Zirkaloy-Führungsrohr. Die Aufheizung des Brennstabbündels wurde durch die ansteigende nukleare Leistung und den Dampfmassestrom (0.5 - 2 g/s), kontrolliert; für die Zirkaloy-Oxidation wurde ein Überangebot an Sauerstoff eingestellt.

Der Versuch wurde als ISP-46 der OECD ausführlich analysiert und interpretiert. Das IRS hat sich mit der Nachrechnung der ersten Phase des Versuchs – Brennstabversagen und -schmelzen, Schmelzeverlagerung und -poolbildung, Wasserstoffbildung durch Zirkonoxidation – daran beteiligt [7]. Dazu wurden die Rechenprogramme ICARE2 und SCDAP/RELAP5 eingesetzt.

Abb. 6 zeigt eine Röntgen-Radiographie des Endzustandes des

Bündels mit einem weitgehend brennstofffreien mittleren Bereich und einem Schmelzepool am unteren Ende. Abb. 7 zeigt, dass die berechneten Brennstabtemperaturen sowohl qualitativ als auch quantitativ gut mit den systembedingt niedrigeren Werten der Ultraschall-Thermoelementen übereinstimmen; ICARE2 berechnet im „best estimate“-Fall an der axialen Position 0.3 m eine Brennstoffüberhitzung auf ca. 3000 K, die auf eine lokale Blockade durch verlagerten Brennstoff zurückzuführen ist. Eine für die Unfallfolgenabschätzung sehr wichtige Größe ist die kumulierte freigesetzte Wasserstoffmasse infolge Zirkonoxidation. Die berechneten Wasserstoffmassen (Abb. 8) liegen in dem Unsicherheitsband der Messergebnisse von ~20 %.

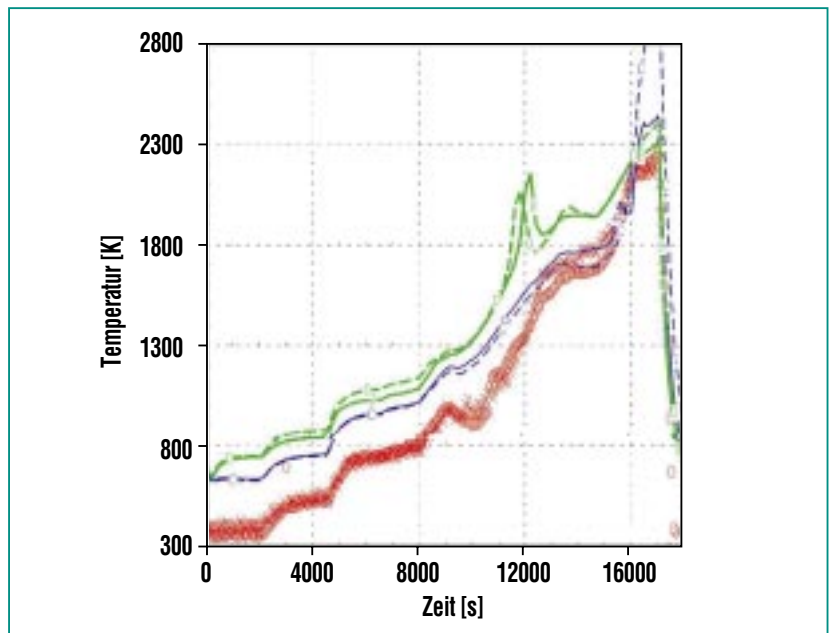


Abb. 7: Brennstabtemperaturen in 0.3 m Höhe: rot: Messwerte mit Ultraschallthermometern; blaue/ grüne Kurven: ICARE2 bzw. SCDAP-Ergebnisse.

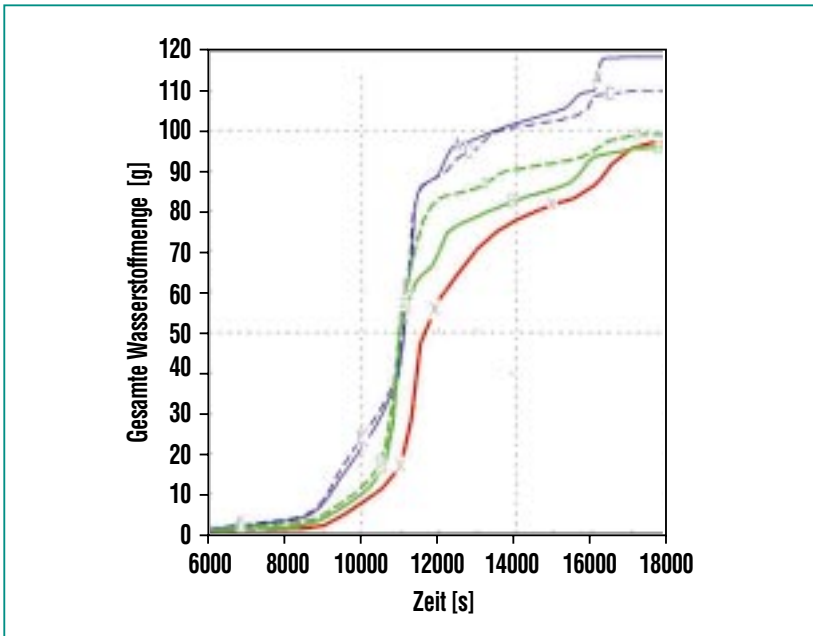


Abb. 8: Vergleich der Wasserstoffmassen: rot: Messwerte; blau/grün: ICARE2 bzw. SCDAP Ergebnisse für Referenz- und „best estimate“-Fall.

Diese und andere Analysen der Phebus-FP-Experimente demonstrieren, dass sowohl ICARE2 als auch SCDAP/RELAP5 die Schlüsselphänomene eines LWR-Kernschmelzunfalles bis hin zur Brennstoffverlagerung und Schmelzepoolbildung mit guter Genauigkeit beschreiben können. Die Experimente zeigen allerdings, dass eine massive Kerzerstörung bereits ca. 250 K unterhalb der Schmelztemperatur von $(Zr,U)O_2$ auftreten kann,

wobei der Abbrand und damit die Brennstoffstruktur einen starken Einfluss haben. Die Berücksichtigung dieser Abbrandeinflüsse auf Beginn und Verlauf der Brennstoffverlagerung erfolgt in beiden Rechenprogrammen nur stark vereinfacht, so dass quantitative Aussagen über die Entstehung und Ausbreitung des resultierenden Schmelzepools in der späten Unfallphase noch mit großen Unsicherheiten behaftet sind.

Ausblick

Zukünftige Arbeiten konzentrieren sich auf die Qualifizierung des Programmsystems TRACE/PARCS, dem Nachfolgesystem von RELAP5/PARCS hinsichtlich der Anwendung auf Leichtwasserreaktoren und ADS-Systeme.

Die neuen Versionen des integralen französisch-deutschen Störfallprogramms ASTEC werden auch weiterhin anhand der QUENCH-Versuche validiert.

Die Vorbereitung der beiden QUENCH-Versuche des EU-Programmes LACOMERA wird mit Vorausrechnungen und Analysen unterstützt und abgesichert. Ebenso wie für QUENCH wird die analytische Unterstützung für die Integralversuche wie z.B. Phebus STLOC (zur Untersuchung des Abbrandeinflusses) fortgeführt.

Die experimentellen Ergebnisse zum Kernfluten als Störfallmaßnahme werden hinsichtlich der Einflussgrößen wie Kernschadenzustand, Flutrate, Systemdruck, Einspeiseort, Abbrand etc. systematisiert und für probabilistische Anwendungen aufbereitet.

Literatur

- [1] V. Sanchez, W. Hering, A. Knoll, R. Böer, *Bericht FZKA-6518, Juli 2002*
- [2] D. G. Cacuci, M. Ionescu-Bujor, X. Jin, *IAEA Technical Meeting on Progress in Development and Use of Coupled Codes for Accident Analysis, Vienna, Austria, November 26-28, 2003.*
- [3] *QUENCH-Programm, siehe Beitrag in dieser Ausgabe*
- [4] L. Sepold et. al., *Nucl. Eng. Des. 204 (2001), 205-20*
- [5] W. Hering et. al., *Bericht FZKA-6722, Juli 2002*
- [6] *PHEBUS P.F. – FPT1 Final Report, IPSN/DRS Cadarache (France), Dezember 2000*
- [7] W. Hering, W. Sengpiel, *ISP-46 Progress Meeting Aix-en-Provence, Oktober 21-23, 2002.*