

3. Reaktorsicherheitsforschung



Victor Teschendorff

→ Die GRS nimmt bei der Weiterentwicklung des für die Reaktorsicherheit maßgeblichen Standes von Wissenschaft und Technik in Deutschland eine Schlüsselstellung ein. Durch eigene Methodenentwicklung und vor allem durch die Bereitstellung validierter Rechenprogramme zur Simulation von Transienten, Störfall- und Unfallabläufen leistet sie wichtige Beiträge zur Lösung aktueller und zukünftiger sicherheitstechnischer Fragestellungen. Die GRS ist in den deutschen Kompetenzverbund Kerntechnik eingebunden, stellt sich als verlässlicher Partner in arbeitsteiligen europäischen Netzwerken dar und übernimmt im Rahmen des European Technical Safety Organisation Network (ETSON) eine aktive Rolle beim Aufbau des Querschnittsgebiets Sicherheit in der Europäischen Technologieplattform zur Kernenergie (SNE-TP). Im Folgenden werden einige Themengebiete der Reaktorsicherheitsforschung dargestellt, auf denen die GRS intensiv arbeitet und besondere Fortschritte erzielt hat.

Reaktorphysik

Zu den wichtigsten Aufgaben der Reaktorphysik gehören neben der sicherheitstechnischen Bewertung der Reaktorkernauslegung und der Beschreibung des dynamischen Kernverhaltens unter Transienten- und Störfallbedingungen auch die Charakterisierung der Kernbeladung hinsichtlich Nuklid- und Aktivitätsinventaren sowie Nachzer-

fallswärmeproduktion. Darüber hinaus liefert die Reaktorphysik wichtige Anfangs- und Randbedingungen für nachgelagerte Analysen. Beispiele hierfür sind die Quellterme für die Berechnung der Spaltproduktfreisetzung im Containment, die Neutronenfluenzen für Versprödungsanalysen des Reaktordruckbehälters und die Leistungsgeschichten für die thermomechanische Brennstabanalyse. Die Lösung der Gesamtaufgabe gelingt

nur mit einer lückenlosen nuklearen Rechenkette, die ein ausgewogenes Verhältnis von Aufwand und erforderlicher Genauigkeit der darin eingebundenen Einzelcodes beinhaltet.

Arbeiten der GRS. Da einerseits die verfügbare Rechnerleistung enorm gestiegen ist, sich andererseits auch die Genauigkeitsanforderungen weiter erhöht haben, entwickelt die GRS ihre Werkzeuge kontinuierlich weiter. Dabei werden nicht alle Bausteine durch Eigenentwicklungen abgedeckt, sondern auch Fremdcodes und lizenzpflichtige Software einbezogen.

Multigruppen-Wirkungsquerschnitte und hochauflösende Transportmethoden. Ein hohes Verbesserungspotential wird vom Einsatz von Multigruppen-Wirkungsquerschnitten und hochauflösenden Transportmethoden (stabweise Darstellung des Reaktorkerns) erwartet, die derzeit in der GRS entwickelt werden. Grund für diese Entwicklung ist, dass diese Methode eine geometrisch detaillierte Auflösung des Reaktorkerns ermöglicht. Dabei darf jedoch nicht verkannt werden, dass die vereinfachten Diffusionsverfahren in der Kernausslegung weiterhin gute Dienste leisten. Auch wird die maximal erreichbare Genauigkeit der Rechnungen nicht allein durch den Einsatz hochwertiger Transportmethoden, sondern wesentlich auch durch die Unsicherheiten in den experimentellen Basisdaten und den thermohydraulischen Systemprogrammen mitbestimmt.

Stochastische Transportmethoden. Stochastische Transportmethoden – auch Monte-Carlo-Verfahren genannt – kommen stets dort zum Einsatz, wo stationäre Referenzlösungen mit hochgradiger geometrischer und energetischer Auflösung gefragt sind. Allerdings erfordern diese Methoden mindestens ein bis zwei Größenordnungen mehr an Rechenzeit als die deterministischen Ansätze

und sind prinzipiell für Transienten- und Störfallanalysen ungeeignet. Aus diesem Grund werden sie verstärkt zur Nachrechnung kritischer Experimente sowie zur Brennelementauslegung und Abbrandanalyse eingesetzt.

Codesystem KENOREST. Ein Beispiel für den Einsatz stochastischer Transportmethoden ist das von der GRS entwickelte Codesystem KENOREST. Dieser Code kann als Referenzcode für die Bestimmung von Nuklid- und Aktivitätsinventaren von Brennelementen angesehen werden. Experimentnachrechnungen haben bestimmte Abweichungen zwischen Experiment und Rechnung für verschiedene wichtige Leitnuklide gezeigt, die eingehend analysiert und bezüglich ihrer Relevanz bewertet wurden.

Gekoppelte Rechensysteme unerlässlich für die Bewertung innovativer Reaktorkonzepte. Von besonderer Bedeutung sind gekoppelte Rechensysteme zur umfassenden Störfallsimulation und ihre Weiterentwicklung durch Implementierung von Multigruppen-Transportverfahren. Damit erzielt man zunächst eine erhöhte Aussagesicherheit für bestehende Leichtwasserreaktoren. Gekoppelte Rechnungen sind jedoch unerlässlich für die Bewertung einiger der innovativen Reaktorkonzepte, die sich der Behandlung mit traditionellen Rechenverfahren entziehen. Dies gilt etwa für Hochtemperaturreaktoren, wie sie gegenwärtig im Rahmen von Generation-IV-Konzepten diskutiert werden. Die GRS beabsichtigt, sich mit ihrer nuklearen Rechenkette an der Sicherheitsbewertung solcher Reaktorkonzepte zu beteiligen. Die aktuellen bzw. in Entwicklung befindlichen Rechencodes der GRS bilden dafür ein solides Fundament und werden zukünftig mit dieser Zielsetzung weiterentwickelt.

Thermohydraulik im Kühlkreislauf

Der Thermohydraulik-Code ATHLET. Der von der GRS entwickelte Thermohydraulik-Code ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) wird zur Simulation des gesamten Spektrums von Kühlmittelverluststörfällen und Transienten in Leichtwasserreaktoren eingesetzt. ATHLET wird derzeit von mehr als 40 Organisationen im In- und Ausland genutzt, beispielsweise bei der Nachweisführung in Aufsichts- und Genehmigungsverfahren. Die systematische Validierung und die fortlaufende Weiterentwicklung von ATHLET bilden die wesentlichen Schwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung der GRS auf dem Gebiet der Thermohydraulik.

Im Rahmen der Validierung von ATHLET wurde unter anderem das deutsche Integralexperiment PKL-III F4.1 nachgerechnet, in dem eine systematische Untersuchung der Borverdünnung während des Reflux-Condenser-Betriebs abhängig vom Inventar des Primärkühlmittels bei konstantem Druck und konstanter Leistung durchgeführt wurde. Hauptergebnis ist die gute Übereinstimmung der Massenströme in den Kreisläufen und der Bedingungen zu Beginn des Reflux-Condenser-Betriebs zwischen Rechnung und Experiment. Die im Experiment beobachtete verzögerte Borverdünnung wegen intermittierenden Durchströmens individueller kurzer U-Rohre des Dampferzeugers wurde nicht berechnet. Daraus folgt u. a., dass eine Nachbildung der Dampferzeugerrohre durch drei Gruppen mit unterschiedlicher Länge nicht ausreicht, um diese Vorgänge korrekt zu simulieren.

Die Erkenntnisse aus der Validierung des Programms und die Rückmeldungen aus dessen umfangreicher und vielfältiger Nutzung in einem sich

ständig erweiternden Anwendungsgebiet dienen nicht nur der Qualitätssicherung, sondern fließen auch in die Formulierung der Zielsetzungen für die Weiterentwicklung von ATHLET ein. So soll die Simulation von Transienten und Störfallabläufen unter erhöhten Genauigkeitsanforderungen verbessert und die Anwendbarkeit von ATHLET auf ein erweitertes Störfallspektrum erreicht werden. Zu dem erweiterten Spektrum gehören unter anderem der Nichtleistungsbetrieb, der anlageninterne Notfallschutz, Deborierungsstörungen bei bestimmten Lecks im Druckwasserreaktor sowie Leistungserhöhung und Hochabbrand.

Ein aktueller Schwerpunkt der Weiterentwicklung von ATHLET ist die Berechnung mehrdimensionaler Strömungsvorgänge. Diese Erweiterung des Simulationsumfangs soll zum einen durch das mehrdimensionale Modul FLUBOX 2D/3D und zum anderen durch die Kopplung von ATHLET mit dem Rechenprogramm CFX erreicht werden.

Das Modul FLUBOX 2D/3D. Mit FLUBOX 2D/3D entwickelt die GRS ein Modul, mit dem die mehrdimensionale ein- und zweiphasige Strömung simuliert werden soll, ohne dass dazu die herkömmliche Technik mit Parallelkanälen und Querverbindungen im Reaktordruckbehälter verwendet werden muss (s. **Bild 6 »BERECHNUNGSERGEBNIS«**). Die Anwendungsbereiche für diese Programmerweiterung sind Kühlmittelverluststörfälle und Reaktivitätsstörfälle. Die Basis des Moduls FLUBOX 2D/3D sind die Erhaltungsgleichungen für Masse, Impuls und Energie, die um die Transportgleichungen für die Phasengrenzflächen und für die Turbulenz erweitert werden. Das Modul wird implizit mit dem Systemrechenprogramm ATHLET gekoppelt. Mit dieser Erweiterung ist es möglich, den Ringraum zweidimensional und den übrigen Reaktordruckbehälter dreidimensional zu berechnen.

Simulationsprogramm
»FLUBOX 2D/3D«
GRS-Entwicklung

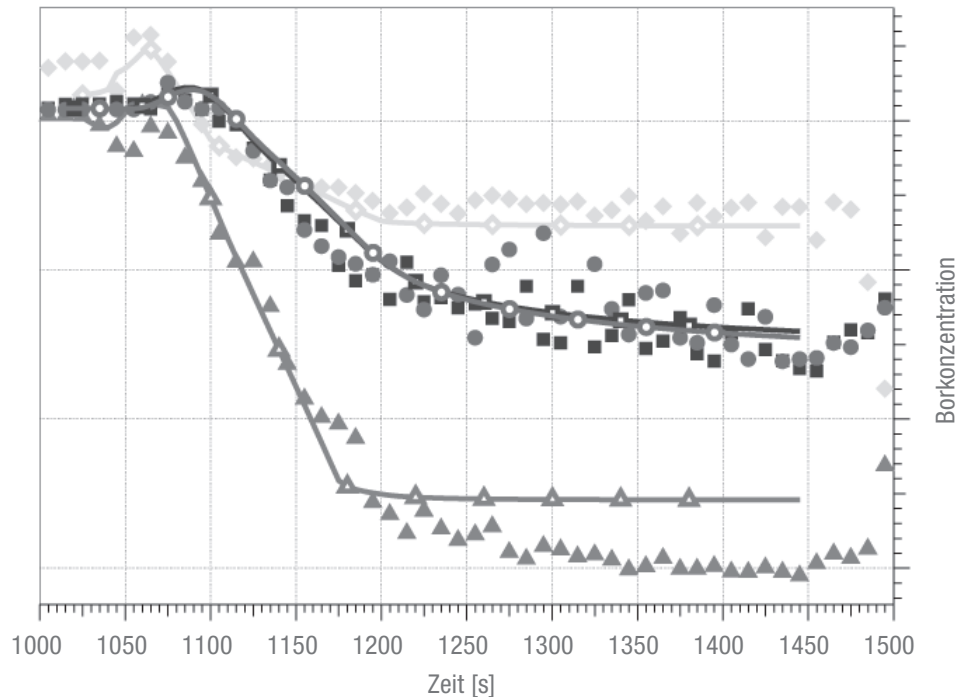


BERECHNUNGSERGEBNIS

Bild 6
Nachrechnung des Versuchs TRAM-C1
in der Versuchsanlage UPTF.

Mit dem GRS-Modul FLUBOX wurden die
in verschiedenen Höhen des Ringraums
der Versuchsanlage auftretenden Bor-
konzentrationen errechnet.

Die Ergebnisse dieser Simulation (dar-
gestellt durch Linien) weisen eine gute
Übereinstimmung mit den realen Werten
(dargestellt durch Einzelsymbole) auf,
die während des Versuchs gemessen
wurden.



Der Unterschied des CFD-Rechenprogramms CFX zum FLUBOX-Modul. Die Kopplung des CFD-Rechenprogramms CFX mit ATHLET dient der detaillierten Berechnung mehrdimensionaler Strömungen in einzelnen Komponenten. Im Unterschied zum FLUBOX-Modul wird mit CFX die Strömung sehr fein aufgelöst. Die höhere Auflösung wird für solche Berechnungen des Reaktor-kühlsystems benötigt, für die detaillierte Simulationen innerhalb einzelner Anlagenkomponenten erforderlich sind. Da die Rechenzeiten mit dem CFX-Programm sehr hoch sind, ist CFX lediglich für ausgewählte Anlagenkomponenten einsetzbar. Bislang hat die GRS bereits Arbeiten zur Entwicklung eines Konzepts zum Austausch von Daten zwischen CFX und ATHLET durchgeführt.

Kollaborationen. Die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der CFD-Rechenprogramme ist in Deutschland als CFD-Forschungsverbund organi-

siert, der von der GRS koordiniert wird. Darüber hinaus beteiligt sich die GRS an der Europäischen Simulationsplattform NURESIM (Nuclear Reactor Simulation) und nimmt dazu am Projekt NURISP (Nuclear Reactor Integrated Simulation Project) im 7. Forschungsrahmenprogramm der EU teil.

Stör- und Unfallabläufe im Sicherheitseinschluss

Im Sicherheitskonzept der deutschen Kernkraftwerke kommt dem Sicherheitsbehälter eine zentrale Rolle zu: Zum einen bildet er die letzte Barriere gegen die Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung eines Kernkraftwerkes im Falle eines auslegungüberschreitenden Störfalles; zum anderen schützt der Sicherheitsbehälter bzw. das umgebende Reaktorgebäude die Anlage vor äußeren Einwirkungen. Die Reaktorsicherheitsforschung trägt dieser Doppelfunktion Rechnung und unter-



VERSUCHSBEHÄLTER DER ANLAGE THAI

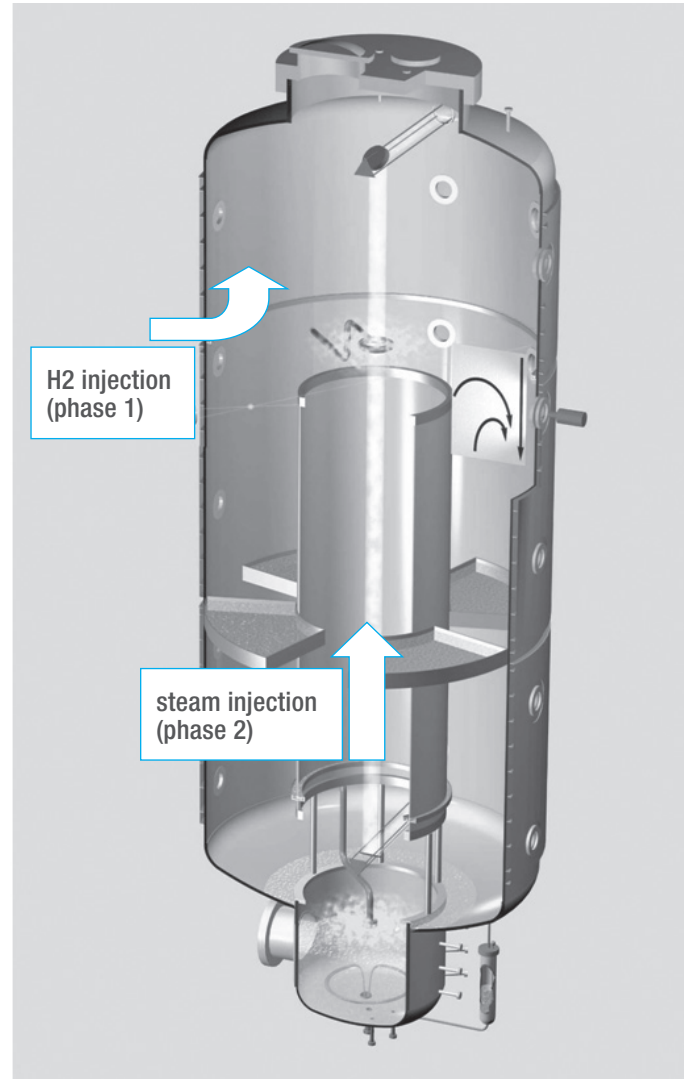
Bild 7

Experimente an der Anlage THAI in Eschborn: Einspeiseorte für Wasserstoff und Dampf beim Wasserstoffverteilungsversuch HM-2.

sucht sowohl die Phänomene innerhalb des Sicherheitsbehälters als auch dessen Verhalten bei Belastungen von innen und außen.

Arbeiten der GRS. Die Arbeiten der GRS auf diesem Gebiet umfassen die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur analytischen Simulation von Stör- und Unfällen für den Sicherheitseinschluss (COCOSYS) und – in Zusammenarbeit mit unserem französischen Partner IRSN – für die Gesamtanlage (ASTEC) sowie deren Anwendung für probabilistische Sicherheitsanalysen. Darüber hinaus werden verstärkt auch dreidimensionale Analysewerkzeuge (CFX) hinsichtlich ihrer Anwendbarkeit auf Fragestellungen mit Relevanz für den Sicherheitsbehälter untersucht. Diese Programme lassen sich auf ein breites Spektrum aktuell betriebener und zukünftiger Kernkraftwerke anwenden. Dazu gehören die deutschen Druck- und Siedewasserreaktoren, Anlagen der russischen Baulinien WWER-440 und WWER-1000 sowie Anlagen der III. Generation, wie der europäische Druckwasserreaktor EPR. Diese Anlagen zeichnen sich unter anderem durch neuartige passive Sicherheitssysteme aus, deren Simulation neue Herausforderungen an die Analysewerkzeuge stellt.

Die Rechenprogramme COCOSYS und ASTEC. Besondere Fortschritte wurden bei der Weiterentwicklung und Validierung der Rechenprogramme COCOSYS und ASTEC erzielt. Hierbei stehen die Vervollständigung der Programmsysteme, ihre



laufende Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Forschung und die Umsetzung des Erfahrungsrückflusses aus internen und externen Anwendungen im Mittelpunkt. Die Begleitung und Auswertung von nationalen und internationalen Reaktorsicherheitsexperimenten ist ein wesentlicher Bestandteil für die Validierung der Analysewerkzeuge. Für beide Rechenprogramme wurden sogenannte Validierungsmatrizen erstellt, die systematisch die verfügbaren Experimente erfassen und den Status der Einbeziehung der Experimente in die Validierung aufzeigen.

Ein Schwerpunkt der Validierung sind die Experimente an der THAI-Anlage in Eschborn (s. **Bild 7** »VERSUCHSBEHÄLTER DER ANLAGE THAI«). Die Ergebnisse einer blinden Nachrechnung des Wasserstoffverteilungsversuchs HM-2 an dieser Versuchsanlage durch die GRS und internationale Partner belegen beispielhaft die durch die langjährige Anwendung und Weiterentwicklung erreichte Qualität von COCOSYS. Die Fortsetzung des deutschen THAI-Experimentalprogramms und seiner Erweiterung auf OECD/NEA-Länder ist für die Programmentwicklung und -validierung wichtig, da die dortigen Versuche maßgeblich zur Schließung bestehender Wissenslücken beitragen.

Zurzeit wird eine Unsicherheits- und Sensitivitätsuntersuchung der ATHLET- Ergebnisse zu einem Frischdampfleitungsbruch eines DWR durchgeführt. Dies erfolgt im Rahmen einer internationalen Erprobung der von der OECD/ CSNI vorgeschlagenen Analyseverfahren zur Bewertung von Sicherheitsabständen (»Safety Margins«). Die Methode verbindet deterministische und probabilistische Vorgehensweisen. Im Rahmen dieser Methode sind Unsicherheitsanalysen ein essentieller Bestandteil. Der Referenzreaktor ist wieder der Zion DWR in den USA, einem Westinghouse-Typ mit vier Kreisläufen. Die Anlage ist nicht mehr im Betrieb. Untersucht werden soll das mögliche Auftreten kritischer Siedezustände und die Kapazität der Sicherheitssysteme für primärseitige Druckentlastung und Bespeisung nach Leistungserhöhung um 10 %. Weiterhin soll die Bestimmung unsicherer Eingangsparameter abgesichert werden.

Komponentenverhalten und Strukturzuverlässigkeit

Arbeiten der GRS. Ziel der GRS-Arbeiten zum Forschungsschwerpunkt »Komponentenverhalten und Strukturzuverlässigkeit« ist es, Analysemethoden zur Integritätsbewertung sicherheitstech-

nisch relevanter Komponenten (Reaktorgebäude, Sicherheitsbehälter, Rohrleitungen, Druckbehälter und Hüllrohre) bei Belastungen infolge von postulierten Stör- oder Unfällen weiterzuentwickeln und zu validieren. Dabei wird auch der Einfluss von Unsicherheiten in den Rechenmodellen, den Belastungsdaten, den Materialdaten und Randbedingungen auf sicherheitstechnische Bewertungen untersucht. Im Rahmen der Arbeiten zur Validierung strukturmechanischer Analysemethoden werden überwiegend Fremdprogramme wie ADINA (Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis) und AUTODYN (Simulationsprogramm für hochdynamische Prozesse) eingesetzt. Die Weiterentwicklung der Analysemethoden konzentriert sich derzeit auf das GRS-Programm PROST (Probabilistische Strukturberechnung). Das Programm dient der Berechnung der Leck- und Bruchwahrscheinlichkeit geschädigter Rohrleitungen und Behälter. Sicherheitstechnisch relevant sind die Arbeiten im Hinblick auf die Berücksichtigung der Alterung von Komponenten, der Schnittstellen zu thermohydraulischen und systemtechnischen Fragestellungen sowie der Beiträge zu probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Kollaborationen. Die GRS ist Partner im europäischen Netzwerk NULIFE (Nuclear Plant Life Prediction), in dem eine virtuelle Kommunikationsplattform mit wissenschaftlichen und technischen Informationen zum Thema »Lebensdauereinschätzung von Komponenten und Strukturen« aufgebaut werden soll. Das NULIFE-Konsortium besteht aus 37 europäischen Industrie- und Forschungsorganisationen aus 16 Ländern. Deutsche Vertreter sind AREVA-NP, E.ON Kernkraft, FZ Dresden, FH-IWM, GRS, MPA Stuttgart und Siempelkamp. Im Rahmen von NULIFE wurden Expertengruppen gegründet, die sich mit den Themenschwerpunkten Materialien, Integrität/Lebensdauer und Sicherheit/Risiko befassen. ■