

Kompetenzverbund Kerntechnik

Themen der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland

2007 - 2011

Reaktorsicherheitsforschung

12. November 2007 /

Rev. Fassg. v. 14. Dezember 2007

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Evaluierungskommission	1
3	Kompetenzverbund Kerntechnik	4
3.1	Aufgabenstellung	4
3.2	Vorgehensweise.....	5
3.3	Schlussfolgerungen.....	8
4	Fachbereiche der Reaktorsicherheitsforschung 2007 - 2011	16
4.1	Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen von Werkstoffen bzw. Komponenten und zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung	16
4.2	Thermohydraulik bei Transienten und Leckstörfällen, Reaktorphysik und Brennstabverhalten, Vorgänge bei Kernzerstörung im RDB.....	46
4.3	Kernschmelze im Sicherheitsbehälter, Dampfexplosion, Wasserstoffverteilung, -verbrennung und Gegenmaßnahmen, Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter.....	66
4.4	Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen, für Leittechnik und Diagnose sowie zur Bewertung des Human Factor	88
4.5	Know-how-Transfer zur Sicherheitsbewertung von Ostreaktoren.....	107
4.6	Innovative Konzepte.....	115
5	Internationale Zusammenarbeit	123
5.1	In 2002 bis 2006 ausgelaufene OECD-Projekte	125
5.2	Derzeit laufende und unmittelbar anstehende OECD-Projekte.....	127
	Abkürzungen.....	131
	Literaturverzeichnis.....	136

1 Einleitung

Der Bericht der vom Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) berufenen Arbeitsgruppe (Evaluierungskommission) vom 21. Januar 2000 „Nukleare Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland“ wurde mit dem Bericht des Kompetenzverbundes Kerntechnik „Themen der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung; Reaktorsicherheitsforschung, 2002 - 2006“ für die Personal- und Aufgabenplanung fachlich detailliert. Hierdurch wurde eine quantitative Orientierungshilfe zur zeitlichen Entwicklung und zum Erhalt der Sicherheitskompetenz in den deutschen staatlich geförderten Forschungseinrichtungen sowie ein Leitfaden für vordringlich zu bearbeitende Fragestellungen geboten. Nach Ablauf von fünf Jahren wurden auf den im Bericht der Evaluierungskommission als vorrangig erkannten Forschungsgebieten erhebliche Fortschritte erzielt. Dieser Bericht wurde daher - aufbauend auf dem erweiterten Kenntnisstand - für einen weiteren Fünfjahreszeitraum, d. h. für die Jahre 2007 – 2011, fortgeschrieben.

2 Evaluierungskommission

Die Förderung der Reaktorsicherheitsforschung durch die Bundesregierung hat in den letzten Jahrzehnten entscheidend dazu beigetragen, dass deutsche Reaktoren zu den sichersten in der Welt gehören. Dieses Ergebnis wurde durch eine enge Zusammenarbeit zwischen Forschungszentren und -institutionen, Gutachterorganisationen, Universitäten und der Industrie in Deutschland sowie durch eine enge fachliche Kooperation mit ausländischen Institutionen erzielt.

Angesichts des im Atomgesetz /AtG 02/ verankerten politischen Ziels, die Nutzung der Atomkraft geordnet zu beenden und der seinerzeit deutlich reduzierten Förderung der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung hielt es der Bundesminister für Wirtschaft und Technologie (BMWi) für geboten, durch eine Evaluierungskommission diesen Bereich überprüfen zu lassen.

Die Evaluierungskommission wurde mit Schreiben des BMWi vom 24. September 1999 berufen. Als Aufgaben wurden in nicht abschließender Weise genannt:

- Bestimmung der Prioritäten in der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland vor dem Hintergrund knapper Fördermittel;
- Bestandsaufnahme der mittelfristigen Personalausstattungen und arbeitsteiligen Kooperationen zwischen den in der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung tätigen Einrichtungen, vor allem der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), dem Forschungszentrum Jülich GmbH (FZJ), dem Forschungszentrum Karlsruhe GmbH (FZK), dem Forschungszentrum Rossendorf¹ (FZR) und der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH;
- Berücksichtigung der mittelfristigen Finanzplanung;
- Besondere Aufmerksamkeit gegenüber der Erhaltung der forschungspolitischen Funktionsfähigkeit und der Sicherung des Know-hows auf den Gebieten der Reaktorsicherheit und Endlagerung.

Zu den Aufgaben der Evaluierungskommission gehörte auch, Empfehlungen über eine noch intensivere Zusammenarbeit der Forschungseinrichtungen u. a. im Hinblick auf die beabsichtigte Gründung eines so genannten Kompetenzverbundes abzugeben.

Als Mitglieder der Evaluierungskommission wurden unter dem Vorsitz des BMWi die führenden Verantwortlichen der Forschungseinrichtungen BGR, FZJ, FZK, FZR, GRS, die Stabsleiter der fachlich zuständigen Projektträger Reaktorsicherheitsforschung (PT R) und Wassertechnologie und Entsorgung (PT WT+E) sowie Vertreter des Bundesministeriums für Finanzen (BMF) (zeitweise), des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und des Bundesministeriums für Bildung und Forschung (BMBF) berufen.

Die Evaluierungskommission hat in drei Sitzungen am 27. Oktober 1999, 26. November 1999 und 21. Januar 2000 die nachstehenden Empfehlungen erarbeitet und einstimmig verabschiedet. Die Evaluierungskommission war dabei der Auffassung, dass mit ihrem Bericht vor allem vier wesentliche Grundlagen erarbeitet wurden:

¹ zwischenzeitlich Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, FZD

- Eine umfassende Bestandsübersicht über die Einrichtungen und Aktivitäten auf dem Gebiet der von BMWi und BMBF geförderten Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland;
- Eine geeignete Grundlage für den zu gründenden Kompetenzverbund;
- Ein Aufzeigen der vordringlichen Arbeiten und Perspektiven sowie
- Hinweise auf weitere wichtige Arbeiten in den Feldern Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung in nationaler und internationaler Kooperation.

Vor diesem Hintergrund gab die Evaluierungskommission die nachfolgenden Empfehlungen ab (Zitat):

1. *Die fachliche und arbeitsteilige Zusammenarbeit in Deutschland in der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung mit dem Ziel einer weiteren Effizienzsteigerung sollte mit Nachdruck verfolgt werden. Der Kompetenzverbund sollte durch fachlich-inhaltliche Aufgabenabstimmung hierzu einen wichtigen Beitrag erbringen.*
2. *Die in dem Evaluierungsbericht /EVK 00 (Teil A, Ziff. 5.1)/ definierten vordringlichen Aufgaben sind als besonderer Schwerpunkt prioritär zu bearbeiten.*
3. *Die in dem Evaluierungsbericht /EVK 00 (Teil A, Ziff. 5.2)/ genannten weiteren wichtigen Arbeiten sind im Rahmen der sich entwickelnden sicherheitstechnischen und zeitlichen Notwendigkeiten sowie der finanziellen Möglichkeiten durchzuführen.*
4. *Neben den Forschungsaktivitäten bei BGR, FZJ, FZK, FZR und GRS kommt auch den Forschungsaktivitäten der weiteren Forschungseinrichtungen in Deutschland erhebliche Bedeutung zu. Dabei sollte dafür Sorge getragen werden, dass die Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit und zur Endlagerung an den Universitäten nicht zuletzt unter dem Gesichtspunkt des Erhalts wissenschaftlicher Kompetenz (Nachwuchsförderung) nachhaltig gefördert werden.*
5. *Es sollte sichergestellt werden, dass Deutschland weiterhin an wichtigen internationalen Aktivitäten und Projekten zum Erhalt und der Weiterführung der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung wirksam beteiligt ist. Dies gilt sowohl für die Zusammenarbeit mit den westlichen Partnern als auch mit den mittel- und osteuropäischen Ländern.*

6. *Angesichts der bereits in den letzten Jahren und weiterhin erheblich reduzierten Fördermittel sollte sichergestellt werden, dass zur Vermeidung eines weiteren Personal- und damit Kompetenzrückgangs auf diesem Gebiet ein zusätzliches Absinken sowohl bei der Projekt- als auch der institutionellen staatlichen Förderung ausgeschlossen wird. Die Mittel für die Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung müssen so bemessen sein, dass der Bund seine Gesetzesaufträge erfüllen kann.*

3 Kompetenzverbund Kerntechnik

Am 16. März 2000 trat der Kompetenzverbund Kerntechnik (KVKT) zu seiner ersten Sitzung zusammen. Aktuell gehören ihm als ständige Mitglieder BGR, FZD, FZJ, FZK, GRS und die MPA Uni Stuttgart an. Ständige Teilnehmer sind IAEA, ISAR München, ITU, PT R, PT WT+E und RWE Power. Ständige Gäste sind BMBF, BMU und BMWi. Seither werden zweimal jährlich koordinierende Sitzungen abgehalten, in denen Ziele und Inhalte der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung zwischen den beteiligten Institutionen abgestimmt sowie Kooperationsmöglichkeiten erörtert und deren Realisierung beschlossen werden. Ein weiterer wesentlicher Gegenstand der Beratungen ist die förderpolitische Abstimmung zwischen den Forschungsinstitutionen und den fachlich zuständigen Bundesministerien BMBF, BMU und BMWi.

3.1 Aufgabenstellung

Die Evaluierungskommission des BMWi empfahl in ihrem Abschlussbericht u. a. eine fachliche Aufgabenabstimmung der deutschen Reaktorsicherheitsforschung im Rahmen des Kompetenzverbundes Kerntechnik.

Der Kompetenzverbund Kerntechnik bat den Projektträger Reaktorsicherheitsforschung, diese Aufgabe in Zusammenarbeit mit den führenden Forschungseinrichtungen für den Bereich der Reaktorsicherheitsforschung zu übernehmen.

Für den Zeitraum bis 2006 war eine fachlich angemessene Detaillierung der Themen mit der zugehörigen Quantifizierung des wissenschaftlichen und technischen Personals auszuarbeiten. Diese fachliche Fortschreibung des Berichtes der Evaluierungskommission sollte als Orientierungshilfe für die deutschen Forschungseinrichtungen in den

nächsten Jahren dienen. Die Ergebnisse wurden mit dem Bericht „Themen der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland 2002 – 2006; Reaktorsicherheitsforschung“, Juli 2003 vorgelegt.

Nach Ablauf des seinerzeit betrachteten Zeitraums war nun eine Bestandsaufnahme der erreichten Fortschritte vorzunehmen und, hierauf aufbauend, die Themenschwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung weiter fortzuschreiben. Diese Fortschreibung, die wiederum vom Projektträger Reaktorsicherheitsforschung in enger Zusammenarbeit mit den führenden einschlägigen Forschungseinrichtungen durchgeführt wurde, liegt nun für den Zeitraum 2007 – 2011 in diesem Bericht vor.

3.2 Vorgehensweise

Die Fachkapitel des Berichts wurden aus der Sicht des PT R überarbeitet, zu einer Arbeitsgrundlage zusammengestellt und dann zu jedem der im Evaluierungsbericht genannten sechs Fachbereiche der Reaktorsicherheitsforschung

- Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen von Werkstoffen bzw. Komponenten und zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung,
- Thermohydraulik bei Transienten und Leckstörfällen, Reaktorphysik und Brennstabverhalten, Vorgänge bei Kernzerstörung im Reaktordruckbehälter,
- Kernschmelze im Sicherheitsbehälter, Dampfexplosion, Wasserstoffverteilung, -verbrennung und Gegenmaßnahmen, Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter,
- Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen, für Leittechnik und Diagnose sowie zur Bewertung des Human Factor,
- Know how-Transfer zur Sicherheitsbewertung von Ostreaktoren,
- Innovative Konzepte: u. a. HTR, Minimierung und Vermeidung von Plutonium

erneut je eine Arbeitsgruppe einberufen. Die Arbeitsgruppen wurden so besetzt, dass die wichtigsten Institutionen mit Kompetenz in dem jeweiligen Fachbereich vertreten waren. Aufgabe der Arbeitsgruppen war die inhaltlich-fachliche Fortschreibung der zu-

künftigen Arbeiten zur Reaktorsicherheitsforschung für die Jahre 2007-2011 sowie die Prognose für den Einsatz von wissenschaftlichem und technischem Personal.

Dazu wurden die Fachbereiche der Reaktorsicherheitsforschung in Themenbereiche und diese wiederum in Einzelthemen gruppiert. Den Einzelthemen konnten dann die auf dem jeweiligen Gebiet arbeitenden Forschungseinrichtungen zugeordnet werden. **Tabelle I** zeigt diese Gruppierung für das Beispiel Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen von Werkstoffen bzw. Komponenten und zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung.

Die mit dem jeweiligen Einzelthema befassten Institutionen erarbeiteten

- Prognosen des zukünftigen Personaleinsatzes für die Jahre von 2007-2011. Dabei war zu unterscheiden zwischen Technikern (zur Abschätzung experimenteller Arbeiten) und Wissenschaftlern.
- Fachliche Begründungen der jeweiligen Prognosen, ausgehend vom heutigen Kenntnisstand.

Einig waren sich die involvierten Forschungseinrichtungen, dass die hier begründeten Forschungsthemen nicht als Akquisitionsbemühungen der jeweiligen Institutionen missverstanden werden dürfen. Sie dienen ausschließlich dem Ziel, die Grundlagen für eine zukünftige effiziente Zusammenarbeit unter optimaler Nutzung der verfügbaren Ressourcen zu schaffen.

Die folgenden Fachkapitel stellen den gegenwärtigen Kenntnisstand und darauf aufbauend die vorrangig zu bearbeitenden Themen bzw. offenen Fragestellungen dar. Alle Fachkapitel sind einheitlich strukturiert:

- Feststellung der Evaluierungskommission zum jeweiligen Fachbereich
- Themenbereiche, Einzelthemen, Forschungseinrichtungen (Tabelle)
- Personalprognose für die jeweiligen Themenbereiche (Bild)
- Fachliche Beschreibung und Begründung der Arbeiten in den Einzelthemen.

Zuordnung Fachthemen zu Forschungseinrichtungen (Beispiel)

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.1	Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen von Werkstoffen bzw. Komponenten und zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung		
4.1.1	Simulation von Bauteilbeanspruchungen	Druckführende Umschließung und Frischdampf-Speisewasser-System von DWR und SWR	FZD, GRS, IWM, MPA-S
		Fluid-Struktur-Wechselwirkung in Rohrleitungssystemen und Reaktordruckbehälter-Einbauten	FZD, GRS, IPM, IWM, MPA-S
		Reaktordruckbehälter bei Kernschmelzen	FZD, GRS, MPA-S
		Integrität und Dichtheit von Containment-Strukturen aus Stahlbeton	GRS, MPA-KA, MPA-S, TU-DD
		Integrität baulicher Strukturen bei Einwirkungen von Außen	GRS, MPA-KA, MPA-S, TU-DD
		Stahl-Sicherheitsbehälter bei dynamischen Belastungen	GRS, MPA-S, Uni-KA, TU-DD
		Strukturzuverlässigkeit druckführender Umschließungen	GRS, IWM, MPA-S, TU-DD
		Strukturzuverlässigkeit von Containment-Strukturen	GRS, MPA-S, TU-DD
4.1.2	Werkstoffverhalten	Alterung bei zyklischen Belastungen	IWM, MPA-KA, MPA-S, TU-DD
.....			
.....			
.....			
4.1.5	Zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung bzw. -prüfung	Verbesserung der Aussagesicherheit zerstörungsfreier Prüfmethoden	BAM, IZFP, MPA-S, TU-Berlin
		Weiterentwicklung und Verifikation der Methoden zur zerstörungsfreien Prüfung austenitischer Gefüge	BAM, IZFP, MPA-S, TU-Berlin
		Anwendung von zerstörungsfreien Prüfungen zur Beschreibung des Werkstoffverhaltens	BAM, IZFP, MPA-S, TU-Berlin

Tabelle I: Zuordnung Fachthemen zu Forschungseinrichtungen (Beispiel)

3.3 Schlussfolgerungen

Der Bericht der Evaluierungskommission war wesentliche Grundlage für die hier prognostizierten weiterführenden Forschungsarbeiten. Die Evaluierungskommission hat nach damaligem Kenntnisstand einige Themenbereiche wegen hinreichender Bearbeitung nicht berücksichtigt. Diese Themen werden auch in dem hier vorgelegten, fortgeschriebenen Bericht nicht mehr betrachtet, sodass dafür auch keine Aussage zum Kompetenzstand möglich ist. Eine detailliertere fachliche Struktur trägt zur Transparenz bei und ermöglicht orientierende quantitative Aussagen über die zukünftigen Arbeiten und deren effiziente Abstimmung und macht Kompetenzschwerpunkte bei den fachlichen Einzelthemen sichtbar. Wenn auch keine nennenswerten Änderungen bei den durch die Evaluierungskommission festgestellten vorrangigen Forschungsthemen vorgenommen wurden, so haben sich innerhalb der Themenblöcke doch zum Teil erhebliche Schwerpunktverschiebungen ergeben, die durch den Erkenntnisfortschritt bedingt sind und in den nachfolgenden Kapiteln dargestellt werden. Zu bedenken ist, dass das Datenmaterial sowohl unter den Randbedingungen der nationalen Förderung als auch unter dem Aspekt nicht genau quantifizierbarer Fördermittel für Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit im 7. Rahmenprogramm der EU mit Unsicherheiten behaftet ist. Dies sollte jedoch die Gesamtaussage der gewonnenen Erkenntnisse nicht infrage stellen. In diesem Zusammenhang ist die in den vergangenen fünf Jahren intensivierete Zusammenarbeit aller Beteiligten im Hinblick auf das gemeinsame Ziel hervorzuheben. Dies ist als deutliches Indiz für den Willen aller Beteiligten zur Fortführung der vertrauensvollen Zusammenarbeit auch in Zukunft zu werten.

Aus dem vorhandenen Datenmaterial lassen sich Tendenzen für künftigen Personaleinsatz in der kerntechnischen Forschung ableiten. Aufgrund dieses prognostizierten Personaleinsatzes ergeben sich gegenüber den Zahlen der Evaluierungskommission aus 1998 und 2002 für die Jahre 2007-2011 folgende offensichtliche Tendenzen bzw. Schlussfolgerungen:

- Die in den Jahren 2002 bis 2005 stark rückläufigen öffentlichen Mittel für die Forschung auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit führten zu einem noch stärkeren Rückgang des Personaleinsatzes, als für den Zeitraum 2002 bis 2006 prognostiziert war. Ging man 2002 noch von einem moderaten Rückgang der finanzierten Personenjahre pro Jahr aus, so wurde diese Zahl tatsächlich noch um fast 25 % unterschritten. Mit den unter der neuen Bundesregierung ab 2006 aufwachsenden

Fördermitteln lässt sich nun wieder eine Steigerung des Personaleinsatzes in der Reaktorsicherheitsforschung erwarten. Für 2011 fallen die Prognosen allerdings bereits wieder vorsichtiger aus, was möglicherweise durch den relativ engen Zeithorizont für die projektgeförderte Forschung bedingt ist.

- Die beiden klassischen Forschungsgebiete zum Kühlkreislauf- und Sicherheitsbehälterverhalten bei Störfällen des auslegungsgemäßen und des auslegungsüberschreitenden Bereichs nahmen in der Prognose für 2006 etwa die Hälfte der personellen Forschungsressourcen für sich in Anspruch. Diese Position konnten sie entsprechend den tatsächlichen Zahlen noch deutlich ausbauen. Ursächlich hierfür sind Arbeiten zum Kühlkreislaufverhalten, bei denen der Übergang von den bisherigen Simulationsprogrammen auf der Basis der eindimensionalen „Lumped Parameter“-Methoden auf mehrdimensionale CFD-Codes erheblichen Aufwand erfordert. Der Einsatz von CFD-Codes gewinnt auch für Anwendungen auf Fragestellungen zum Verhalten des Sicherheitsbehälters an Bedeutung, allerdings noch auf deutlich niedrigerem, absoluten Niveau. Entsprechend der Prognose bis 2011 wird erwartet, dass der Personalbedarf für Forschungsarbeiten auf dem Gebiet des Containmentverhaltens gegenüber denen zum Kühlkreislaufverhalten wieder an Bedeutung gewinnen wird. Den Personaleinsatzprognosen kann aber auch entnommen werden, dass diese beiden Forschungsgebiete insgesamt anteilig zurückgehen und gemeinsam wieder etwa die Hälfte des eingesetzten Personals binden werden.
- Die Charakterisierung des Materials von Reaktorkomponenten, die hoher Neutronenstrahlung ausgesetzt sind, hat für die Sicherheitsbeurteilung große Bedeutung. Hierzu werden Einhängeproben des Reaktormaterials, das voreilend bestrahlt wurde, zerstörend geprüft. Zur Schonung dieses begrenzt verfügbaren Probenmaterials und zur realen Bestimmung des Materialzustandes von Komponenten gewinnen neue, Material sparende und zerstörungsfreie Prüfverfahren zunehmende Bedeutung in der Forschung auf den Gebieten Komponentensicherheit einschließlich zerstörungsfreier Prüfmethode. Der Prognosewert für 2006 aus der Sicht des Jahres 2002 lag für diesen Themenbereich bei einem Anteil von ca. 17,5 % am gesamten Personaleinsatz für die Reaktorsicherheitsforschung. Tatsächlich betrug dieser Anteil im Jahr 2007 etwa 20 % und wird nach den neuerlichen Prognosen auf etwa 30 % im Jahre 2011 anwachsen, wobei die zerstörungsfreie Prüfung einen besonderen Anstieg zu verzeichnen haben wird.

- Als relativ stabil erweisen sich Prognosen und tatsächliche Entwicklung auf dem Gebiet der innovativen Konzepte. Während im Bereich der projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung dieses Thema kaum mehr gefördert wurde, konnten sich vornehmlich die Forschungszentren, finanziert durch Industrieaufträge und europäische Forschungsprogramme, hier personell stabilisieren.
- Ein stetiger Rückgang ist auf dem Themenfeld der Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen, Mensch-Maschine-Schnittstelle und menschliches Verhalten festzustellen. Dieser Rückgang fällt im Vergleich zwischen Prognose für 2006 und dem in 2007 tatsächlich festgestellten Personaleinsatz noch sehr moderat aus. Bei einem prognostizierten Anteil in 2006 von ca. 10 % liegt der in 2007 festgestellte Anteil an den gesamten personellen Ressourcen bei etwa 8,5 %. Für 2011 wird allerdings mit einem relativen Rückgang auf etwa 5,5 % gerechnet, was absolut jedoch nur einem Rückgang von 1,8 Personenjahren pro Jahr entspricht.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass mit diesem Bericht ein Leitfaden für die zukünftige Zusammenarbeit der deutschen Forschungseinrichtungen in der Reaktorsicherheitsforschung im Rahmen des Kompetenzverbundes Kerntechnik vorliegt. Der weitere Erfolg seiner praktischen Umsetzung wird von der Bereitschaft zur Fortführung der Kooperation und dem Engagement der Forschungseinrichtungen abhängen. Dazu sind die Forschungseinrichtungen auch weiterhin bereit. Eine wieder erhöhte Bereitstellung von Forschungsmitteln durch den Bundeshaushalt speziell für den Bereich der kerntechnischen Sicherheit und ein verändertes internationales Umfeld lassen eine spürbare Belebung der Forschungstätigkeit und den Erhalt wichtiger Kompetenzen im kerntechnischen Bereich erwarten.

Gesamtpersonalprognose

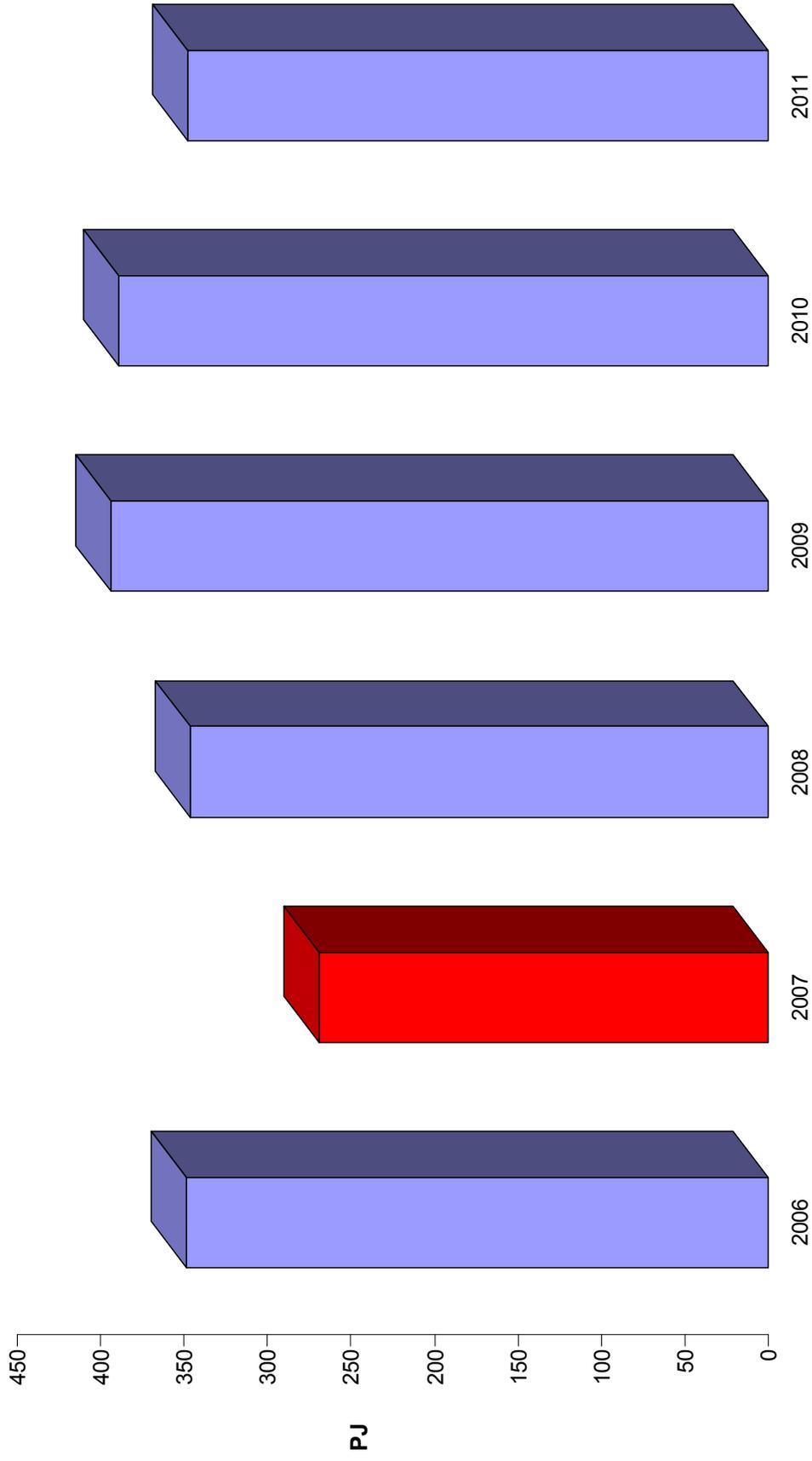


Bild 1: Zeitliche Entwicklung des Personalstands, Wissenschaftler und Techniker (in Personenjahren; blau: Prognose, rot: Ist-Stand)

Fachbereiche der Reaktorsicherheitsforschung

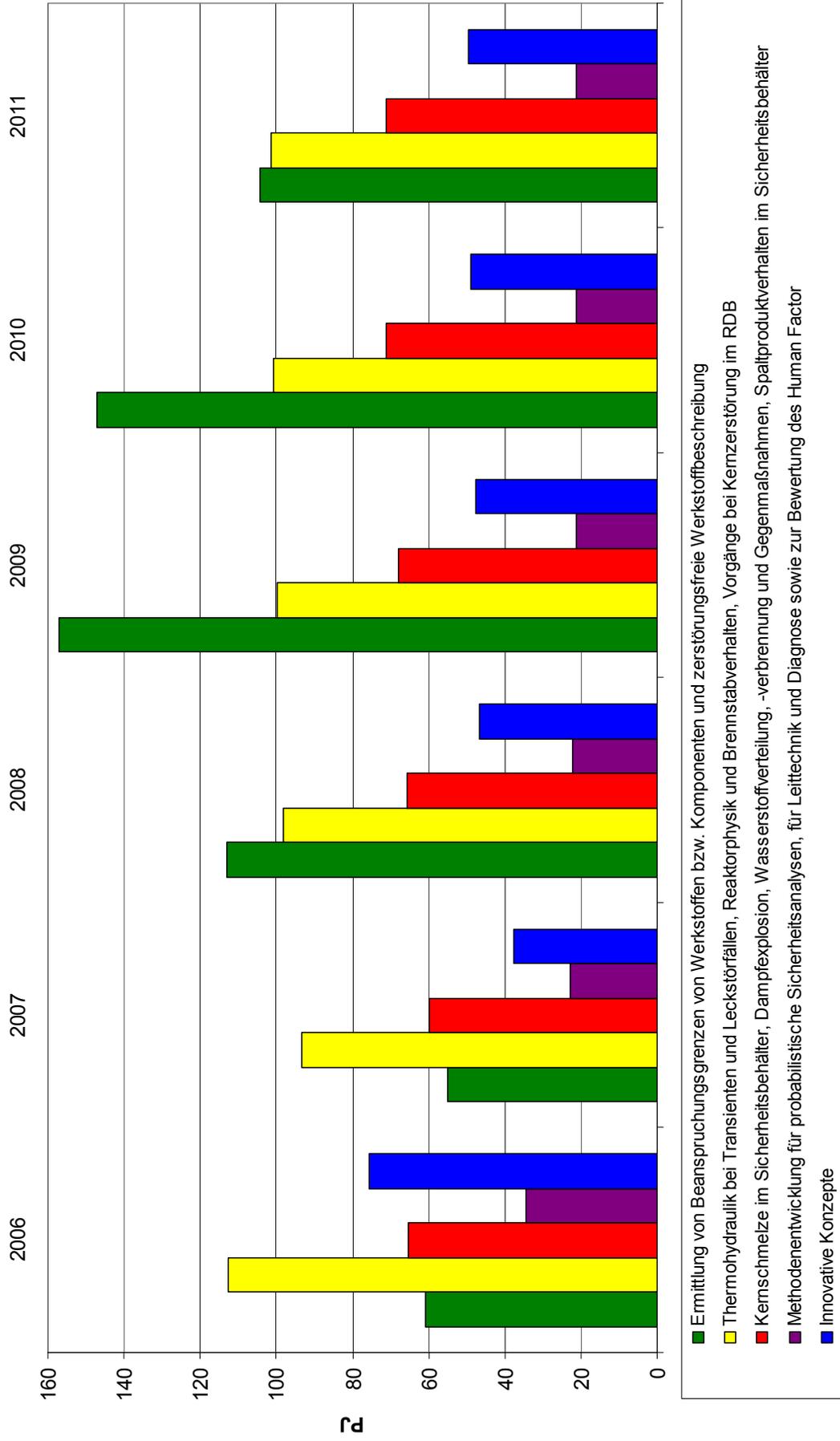


Bild 2: Zeitliche Entwicklung des Personalstands, Wissenschaftler und Techniker (in Personenjahren; 2007: Ist-Stand)

Fachbereiche der Reaktorsicherheitsforschung

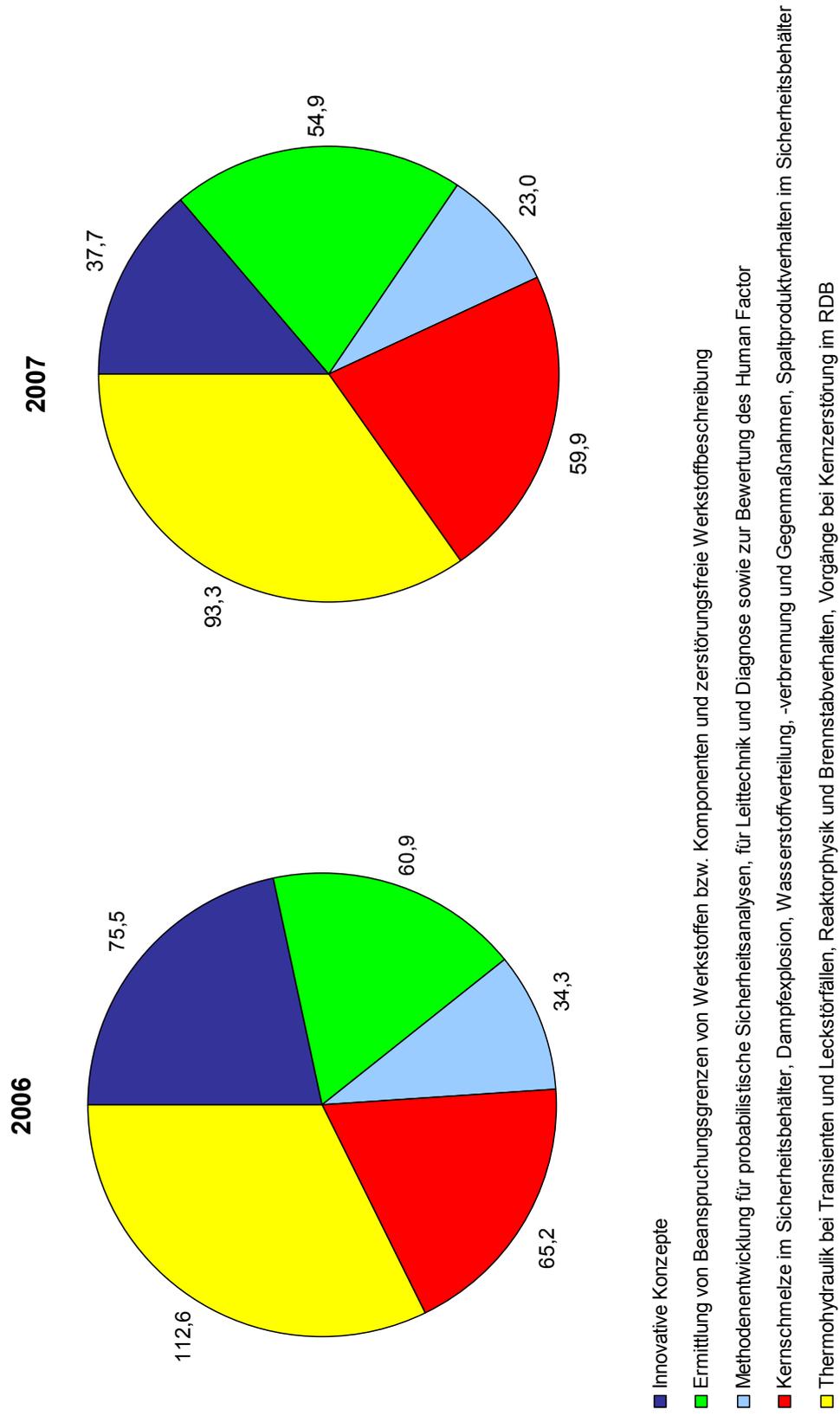


Bild 3a: Personalprognose nach Fachbereichen, Wissenschaftler und Techniker (in Personenjahren; Prognose 2006 und Ist-Stand 2007)

Fachbereiche der Reaktorsicherheitsforschung

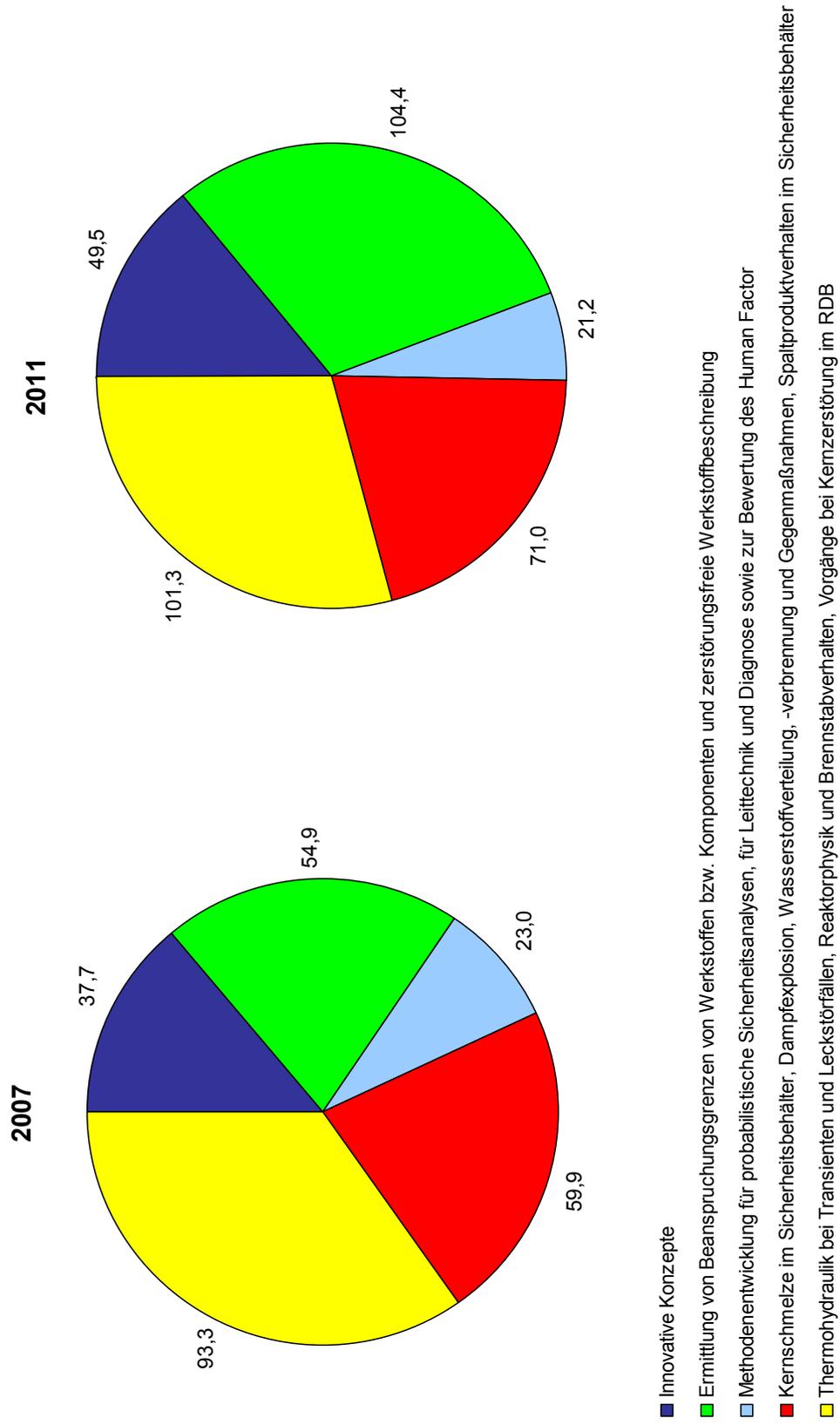


Bild 3b: Personalprognose nach Fachbereichen, Wissenschaftler und Techniker (in Personenjahren; Ist-Stand 2007 und Prognose 2011)

Personalstand 2007

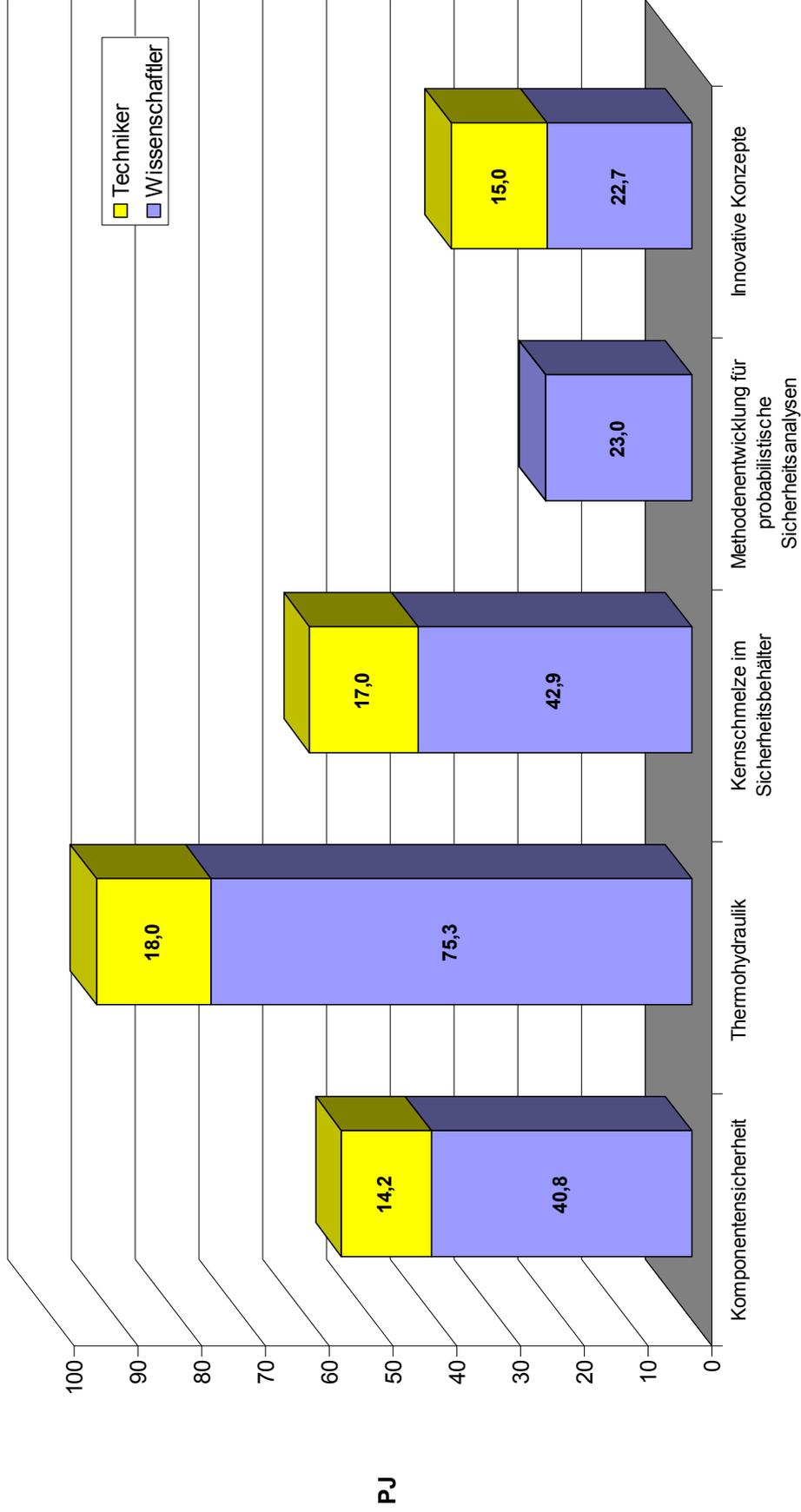


Bild 4: Personalstand 2007, getrennt nach Wissenschaftlern und Technikern (in Personenjahren)

4 Fachbereiche der Reaktorsicherheitsforschung 2007 - 2011

4.1 Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen von Werkstoffen bzw. Komponenten und zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung

Feststellung der Evaluierungskommission:

„Fragen der Alterung von Komponenten und Materialien und der daraus resultierenden Minderung der Sicherheitsmargen von Komponenten und Funktionen gewinnen mit fortschreitender Betriebsdauer der Anlagen zunehmend an Bedeutung“.

Tabelle 1 : Themenbereiche, Einzelthemen, Forschungseinrichtungen

Bild 5 : Personalprognose für Themenbereiche

Fachbereich „Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen von Werkstoffen bzw. Komponenten und zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung“

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.1	Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen von Werkstoffen bzw. Komponenten und zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung		
4.1.1	Simulation von Bauteilbeanspruchungen	Druckführende Umschließung und Frischdampf-Speisewasser-System von DWR und SWR	FZD, GRS, IWM, MPA-S
		Fluid-Struktur-Wechselwirkung in Rohrleitungssystemen und Reaktordruckbehälter-Einbauten	FZD, FZK, GRS, IPM, IWM, MPA-S
		Reaktordruckbehälter bei Kernschmelzen	FZD, GRS, MPA-S
		Integrität und Dichtheit von Containment-Strukturen aus Stahlbeton	FZK, GRS, MPA-KA, MPA-S, TU-DD
		Integrität baulicher Strukturen bei Einwirkungen von Außen	GRS, MPA-KA, MPA-S, TU-DD
		Stahl-Sicherheitsbehälter bei dynamischen Belastungen	FZK, GRS, MPA-S, Uni-KA, TU-DD
		Strukturzuverlässigkeit druckführender Umschließungen	FZK, GRS, IWM, MPA-S, TU-DD
		Strukturzuverlässigkeit von Containment-Strukturen	FZK, GRS, MPA-S, TU-DD
4.1.2	Werkstoffverhalten	Alterung bei zyklischen Belastungen	IWM, MPA-KA, MPA-S, TU-DD
		Alterung bei Bestrahlung	AREVA NP, FZD, FZK, IWM, MPA-KA
		Alterung bei Korrosion	AREVA NP, FZK, IWM, MPA-KA, MPA-S, TU-DD
		Werkstoffgesetze für hohe Temperaturen und transienten Beanspruchungen	FZD, FZK, IWM, MPA-S, TU-DD
		Technologische Einflüsse auf das Werkstoffverhalten; Eigenspannungen	AREVA NP, GRS, IWM, MPA-S, TU-DD

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.1.3	Bruchmechanik	Gültigkeit des Rissinitiierungswertes als Werkstoffkennwert	AREVA NP, IWM, MPA-S
		Verifikation der Übertragbarkeit von an Laborproben ermittelten Risswiderstandskurven auf Bauteile	AREVA NP, IWM, MPA-S
		Verifikation der Übertragbarkeit von an Laborproben ermittelten Bruchzähigkeiten auf Bauteile	AREVA NP, IWM, MPA-S
		Weiterentwicklung von Methoden zur Beschreibung des instabilen Risswachstums	AREVA NP, FZD, GRS, IWM, MPA-S
		Anwendung des Rissstoppkonzeptes im Übergangsbereich der Zähigkeit	AREVA NP, GRS, IWM, MPA-S
		Quantifizierung des Versagensablaufs rissbehafteter Mischnähte	AREVA NP, GRS, IWM, MPA-S
4.1.4	Simulation von Vorgängen im Nano-, Mikro- und Mesostrukturbereich zur Beschreibung der Werkstoffeigenschaften	Weiterentwicklung von Simulationswerkzeugen	FZD, FZK, MPA-S, TU-DD
		Modellverifikation	FZD, FZK, MPA-S, TU-DD
4.1.5	Zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung bzw. -prüfung	Verbesserung der Aussagesicherheit zerstörungsfreier Prüfmethoden	BAM, IZFP, MPA-S, TU-Berlin
		Weiterentwicklung und Verifikation der Methoden zur zerstörungsfreien Prüfung austenitischer Gefüge	BAM, IZFP, MPA-S, TU-Berlin
		Anwendung von zerstörungsfreien Prüfungen zur Beschreibung des Werkstoffverhaltens	BAM, IZFP, MPA-S, TU-Berlin

Tabelle 1: Forschungsschwerpunkte der Forschungseinrichtungen zum Fachbereich „Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen von Werkstoffen bzw. Komponenten und zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung“

Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen von Werkstoffen bzw. Komponenten und zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung

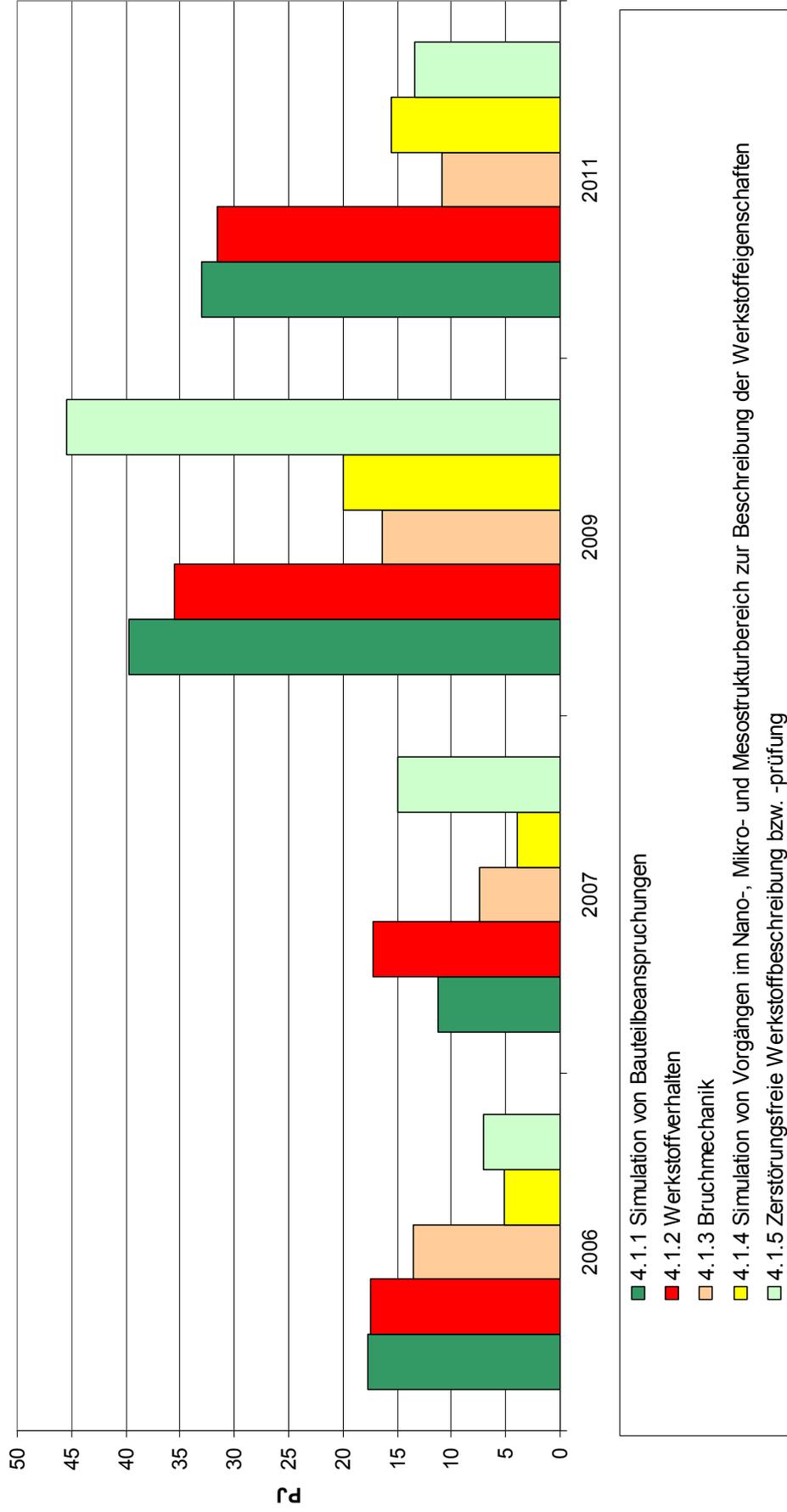


Bild 5: Personalprognose für Themenbereiche des Fachbereichs "Ermittlung von Beanspruchungsgrenzen ..."

4.1.1 Simulation von Bauteilbeanspruchungen

Druckführende Umschließung und Frischdampf-Speisewasser-System von DWR und SWR

In den letzten Jahren wurden die Methoden zur Simulation des mechanischen Systemverhaltens (d. h. Berücksichtigung der Wechselwirkung zwischen den Komponenten) weiterentwickelt und es wurden generische quasistatische sowie dynamische Analysen zu verschiedenen Fragestellungen durchgeführt.

Bei der Sicherheitsbewertung von Komponenten wird in der Regel die Beanspruchung der Komponente durch die Analyse eines aus dem Verbund herausgelösten separaten, in sich geschlossenen Strukturmodells ermittelt. Die Belastungen aus anschließenden Bauteilen, wie beispielsweise über Rohrleitungen eingeleitete Kräfte, Biege- und Torsionsmomente sowie Verformungen, können in den Einzelmodellen nur näherungsweise berücksichtigt werden. Eine Analysemethodik wurde entwickelt und erprobt, mit der die gegenseitige strukturmechanische Beeinflussung der Komponenten einer DWR-Kühlkreisschleife simuliert werden kann. Damit können die für strukturmechanische Aussagen maßgeblichen Phänomene im Hinblick auf die Sicherheits- und Tragfähigkeitsreserven des Systems unter betrieblichen sowie unter Störfallbelastungen mit hoher Genauigkeit beschrieben werden.

Zukünftig ist erforderlich, die Analysemodelle zur Simulation des mechanischen Systemverhaltens (d. h. unter Berücksichtigung der Wechselwirkung zwischen den Komponenten) für DWR und SWR zu entwickeln bzw. weiterzuentwickeln. Weiterhin sollen generische quasistatische sowie dynamische Berechnungen zu verschiedenen Fragestellungen (z. B. Verhalten der Komponenten bei Kernschmelzszenarios, bei Leck bzw. Bruch einer Rohrleitung, bei Erdbebenbelastungen, bei Aufpralllasten infolge postuliertem Flugzeugabsturz, bei Wasserschlag) durchgeführt werden. Dabei ist auch die Weiterentwicklung der Antwortspektrenmethode zu berücksichtigen.

Es wurde ein Werkzeug zur Bewertung von Benutzerergebnissen bzw. Analysemethoden auf der Basis von Referenzlösungen erstellt.

Fluid-Struktur-Wechselwirkung in Rohrleitungssystemen und Reaktordruckbehälter-Einbauten

Die im Rahmen von postulierten Störfällen erwarteten thermischen und mechanischen Belastungszustände in Rohrleitungssystemen und Reaktordruckbehälter-Einbauten können nicht nur zu lokal hohen Beanspruchungen führen, sondern auch große globale Verformungen zur Folge haben. Durch die Abbildung von Gesamtsystemen unter Berücksichtigung der Fluid-Struktur-Wechselwirkung können nicht nur lokale sondern auch globale Belastungszustände z. B. bei Druckschlägen in Rohrleitungen (Wasserhammer), bei Druckwellen infolge Leck bzw. Bruch einer Rohrleitung richtig erfasst werden.

Für die Beanspruchungsanalyse von Rohrleitungssystemen und Reaktordruckbehälter-Einbauten ist eine strukturmechanische und thermohydraulische Kopplung von Berechnungsprogrammen erforderlich. Es ist dabei für Reaktordruckbehälter-Einbauten der Einfluss der Strahlenbelastung im kernnahen Bereich auf das nichtlineare Werkstoffverhalten abzuschätzen und zu berücksichtigen.

Aufgrund der Komplexität der gekoppelten Berechnungsmethodik besteht noch umfassender Forschungsbedarf.

Reaktordruckbehälter bei Kernschmelzen

Bei einer unterstellten Kernschmelze unterliegt der Reaktordruckbehälter (RDB) einer auslegungsüberschreitenden Belastung, die die Integrität der Struktur des Druckbehälters gefährden kann. In diesem Fall sind zur Berechnung des Verformungs- und Versagensverhaltens des RDB detaillierte Kenntnisse über das Werkstoffverhalten unter Einbeziehung der wirklichkeitsnahen Beanspruchung erforderlich. Die Werkstoffbeschreibung ist unter Zuhilfenahme von Erkenntnissen aus der gezielten Untersuchung des Verformungsvorganges bei hohen Temperaturen und Beanspruchungen zu verbessern sowie das temperatur- und zeitabhängige Verhalten der Kennwerte zur Ermittlung der Materialschädigung mit Hilfe der Aufheizversuche über den gesamten Temperaturbereich hinweg zu ermitteln.

Bei den bisher durchgeführten Arbeiten wurde das Verhalten der Reaktorbaustähle bei auslegungsüberschreitenden Temperaturen bis 1.200 °C untersucht. Die Ergebnisse liefern eine umfassende Beschreibung des Werkstoffverhaltens im gesamten störfallrelevanten Temperaturbereich. Die entwickelten Werkstoffmodelle und das ermittelte Schädigungs- sowie Versagensverhalten der untersuchten Werkstoffe ermöglichen genauere Störfallanalysen zur Schmelze-Struktur-Wechselwirkung insbesondere für RDB-Integritätsbetrachtungen.

Zur vollständigen Validierung der Analysen werden Pre- und Post-Test-Rechnungen zu verschiedenen Experimenten durchgeführt. Bei der Simulation des Behälterversagens im Rahmen von mittelskaligen in-vessel-Retention-Experimenten kann man den derzeitigen Wissensstand wie folgt zusammenfassen:

Die Temperaturverteilungen in der Behälterwand sowie Position und Zeitpunkt des Versagens können zufrieden stellend vorhergesagt werden. Die Ursachen für Aussageunsicherheiten liegen einerseits in der Streuung der Materialeigenschaften (insbesondere des Kriechverhaltens) und andererseits in einer starken Temperaturabhängigkeit der viskoplastischen Verformung. Bereits ein Temperaturunterschied von wenigen Kelvin kann zu signifikant unterschiedlichen Kriechgeschwindigkeiten führen. Die Berechnung der Materialschädigung ergab eine qualitativ gute Übereinstimmung mit metallographischen Nachuntersuchungen an Proben der zerstörten Behälter.

Um die Aussagefähigkeit der Modelle zu beurteilen, sind statistische Unsicherheits- und Empfindlichkeitsanalysen durchzuführen. Damit lassen sich die Auswirkungen von ungenügend bekannten Eingangsparametern auf die Ergebnisse (Versagenszeit, Versagensmodus) quantifizieren.

Bei weiteren Arbeiten haben die Modellierung der thermo-chemischen Wechselwirkung zwischen Corium und RDB-Wand sowie die thermo-mechanischen Konsequenzen bei der Flutung der Reaktorgrube hohe Priorität. Die Kopplung zwischen Strukturmechanik und Thermofluiddynamik sollte zur Berücksichtigung des Einflusses von Wandererosion auf die Wärmeströme weitergeführt werden. Weiterhin steht eine Methodik zur Bestimmung des zeitlichen und örtlichen Ablaufs des RDB-Versagensprozesses, insbesondere zur Ermittlung von Ausströmöffnungen, noch aus.

Dabei sind die Arbeiten teilweise mit denen im Forschungsschwerpunkt "Vorgänge bei Kernzerstörung und Schmelzerückhaltung" im Reaktordruckbehälter abzustimmen.

Integrität und Dichtheit von Containment-Strukturen aus Stahlbeton

Zur Bestimmung der Auswirkungen bzw. der Beherrschbarkeit schwerer Störfälle ist es erforderlich, die Methoden für Sicherheitsnachweise zur Integrität und Dichtheit von Containment-Strukturen laufender Anlagen weiterzuentwickeln. Dabei soll im Zusammenhang mit großtechnischen Experimenten die Analysemethodik basierend auf Finiten Elementen zur Bestimmung der Integrität von Containment-Strukturen sowie für die Strukturen aus vorgespanntem Stahlbeton die Leckratenbestimmung im Hinblick auf die Dichtheit weiterentwickelt werden. Weiterhin ist die Aussagegenauigkeit der Analysemethodik bezüglich der Simulation des Verformungsverhaltens von Betonstrukturen unter Berücksichtigung von Vorspannung und Bewehrung aufzuzeigen. Bei einem schweren Störfall können aufgrund des erhöhten Drucks und der höheren Temperatur im Containment Risse in der Containmentwand entstehen, die auch wanddurchdringend sein können und damit zur Ausströmung radioaktiver Substanzen führen können. Daher sind seitens der Strukturmechanik, die Voraussetzungen für eine Leckratenberechnung zu verbessern und in der thermohydraulischen Modellentwicklung für die Leckratenbestimmung zu berücksichtigen.

In Teilbereichen wurde die bereitgestellte Analysemethode mit Hilfe von Versuchsergebnissen validiert. Mit den eingesetzten Analysemodellen kann derzeit noch nicht die Phase der Rissbildung zufrieden stellend simuliert werden. Zur Verbesserung der Analysemethodik ist sowohl der Einsatz spezieller, auf Basis geeigneter experimenteller Untersuchungen zu entwickelnder, Verbundelemente für den Kontakt zwischen Stahl und Beton als auch die Verwendung stochastisch verteilter Materialwerte für Beton notwendig. Darüber hinaus ist die Wirkung und die Integrität von Befestigungselementen unter solchen Beanspruchungen in die Untersuchungen mit einzubeziehen.

Integrität baulicher Strukturen bei Einwirkungen von Außen

Die Ereignisse der letzten Jahre gaben Anlass, die Sicherheit von kerntechnischen Anlagen gegenüber gezielten Einwirkungen von Außen erneut zu untersuchen. Dazu ist es notwendig, Berechnungsmethoden bereitzustellen, mit denen z. B. die Integrität baulicher Strukturen beim Aufprall deformierbarer bzw. harter Strukturen, die Möglichkeiten für Eindringen von Kerosin ins Innere baulicher Strukturen, die Auswirkungen von Kerosinbränden auf bauliche und maschinentechnische Strukturen, die Aus-

wirkungen von Erschütterungen infolge des Aufpralls großer Massen und die Integrität baulicher Strukturen bei detonativen Belastungen bestimmt werden können. Diese Analysemethoden, mit denen nicht nur die Auswirkungen definierter Impaktbeanspruchungen und Transportprozesse berechnet, sondern auch die Interaktionen zwischen beiden Prozessen (strukturmechanische und thermohydraulische Prozesse) beschrieben werden können, sind an geeigneten Versuchen zu validieren.

Im Rahmen der bisher durchgeführten Untersuchungen wurde mit der Entwicklung eines Rechenwerkzeuges für die Beurteilung der Folgen von gezielten Angriffen auf kerntechnische Anlagen sowie der Wirkungen von Maßnahmen zur Schadensbegrenzung begonnen. Mit diesem Analysewerkzeug können Ereignisabläufe vom gezielten Angriff bis gegebenenfalls zur Ausbreitung radioaktiver Schadstoffe in Luft und Wasser rechnerisch dargestellt werden. Weiterhin wurde begonnen, die Methoden zur Bestimmung von Last-Zeitfunktionen beim Aufprall deformierbarer Strukturen mit bzw. ohne Flüssigkeitsfüllung zu verfeinern und Aufprallversuche einschließlich Flüssigkeitsausbreitung und Schädigung getroffener Strukturen zu simulieren.

Diese Methoden und Werkzeuge sind künftig durch weitere Forschung zu vervollständigen und zu validieren.

Stahl-Sicherheitsbehälter bei dynamischen Belastungen

Bei Untersuchungen zum Integritätsverhalten des Sicherheitsbehälters aus Stahl im Falle von auslegungüberschreitenden Belastungen sind auch postulierte H_2 -Verbrennungen mit deflagrativem Abbrand oder detonativer Umsetzung des Wasserstoffgases zu berücksichtigen. Bei einer unterstellten H_2 -Detonation ist mit der Bildung von beschleunigten Bruchstücken zu rechnen, deren Auswirkungen im Hinblick auf die Integrität des Sicherheitsbehälters abzuschätzen sind. Dazu wurden bisher keine detaillierten Untersuchungen durchgeführt.

Als Ziel zukünftiger Arbeiten wird die Bereitstellung und exemplarische Erprobung einer strukturmechanischen Analysemethodik zur Bestimmung der Grenztragfähigkeit eines Sicherheitsbehälters aus Stahl unter den dynamischen Belastungen infolge des Aufpralls fliegender Bruchstücke, die durch H_2 -Verbrennung beschleunigt werden können,

angesehen. Bezüglich der Lastannahmen sind die Arbeiten zum Forschungsschwerpunkt „Kernschmelze im Sicherheitsbehälter“ (Kapitel 4.3) zu berücksichtigen.

Strukturzuverlässigkeit druckführender Umschließungen

Die Verwendung probabilistischer Methoden zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit von Komponenten im Rahmen der risikobasierten Instandhaltung ist ein international verfolgter Trend, der sich in den nächsten Jahren weiter durchsetzen wird. In Deutschland wurden in den letzten Jahren auf diesem Sektor Forschungsarbeiten durchgeführt mit dem Ziel, probabilistische Analysemethoden zur Bestimmung der Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten von Rohrleitungen bereitzustellen und zu erproben, um die Leistungsfähigkeit von probabilistischen Berechnungsansätzen aus sicherheitstechnischen Gesichtspunkten zu beurteilen und gegebenenfalls zu erweitern.

Mit dem entwickelten Prototyp des probabilistischen Analysewerkzeugs PROST (Probabilistische Strukturberechnung) ist die Berechnung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten für verschiedene Rohrleitungsgeometrien, Belastungsannahmen und Rissverteilungen, unter Berücksichtigung von Kenntnisunsicherheiten in Form von Verteilungsfunktionen für die relevanten Berechnungsparameter (z. B. Materialdaten), möglich. Die um probabilistische Ansätze erweiterte Analysemethodik erlaubt in Verbindung mit der deterministischen strukturmechanischen Analyseketten eine Abschätzung der Strukturzuverlässigkeit von Rohrleitungskomponenten.

Durch die Weiterentwicklung des Programms PRAISE (Piping Reliability Analysis Including Seismic Events) steht ein weiteres Analysewerkzeug zur Verfügung, mit dem Vergleichsanalysen zum Analysewerkzeug PROST durchgeführt und die Ergebnisse verifiziert werden können. Mit den heute zur Verfügung stehenden Analysewerkzeugen können prinzipiell für bestimmte Schädigungsmechanismen quantitative Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten berechnet werden.

In den laufenden Forschungsarbeiten wird die Methodik auf Behälter erweitert.

Probabilistische Analysemethoden sind im Hinblick auf die Optimierung der Instandhaltungsmaßnahmen zu ertüchtigen und an die daraus resultierenden spezifischen Anforderungen anzupassen.

Strukturzuverlässigkeit von Containment-Strukturen

Für die Sicherheitsbewertung von Containments bei schweren Störfällen werden strukturelle mechanische Analysemethoden zur Bestimmung des Deformations- und Versagensverhaltens von Stahlbetonwänden eingesetzt. Hier bestehen noch Lücken, teilweise bedingt durch die Komplexität der Problematik, teilweise aber auch dadurch bedingt, dass die in diesem Zusammenhang erzielten Versuchsergebnisse an einfachen Versuchskörpern erzielt und für die Berechnungsverfahren vereinfachte Ansätze verwendet wurden.

Im Rahmen laufender Untersuchungen werden die deterministischen Methoden für Sicherheitsnachweise (Integrität und Dichtheit) von Sicherheitsbehältern aus Spannbeton durch probabilistische Ansätze erweitert, damit die Auswirkungen bzw. die Beherrschbarkeit schwerer Störfälle im Rahmen der für probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) benötigten quantitativen Abschätzungen aufgezeigt werden können.

Über Sensitivitätsanalysen ist unter Berücksichtigung üblicher Materialstreuungen festzustellen, welche Einflussgrößen dabei dominanten bzw. nur vernachlässigbaren Einfluss auf Integrität und Dichtheit von Containment-Strukturen ausüben.

4.1.2 Werkstoffverhalten

Alterung (Langzeitverhalten)

Mit zunehmendem Alter der in Betrieb befindlichen kerntechnischen Anlagen sind mögliche Werkstoffschädigungen frühzeitig zu erfassen, um eine Zunahme von Schadensfällen zu vermeiden. Insbesondere die Ermüdung und die Spannungsrissskorrosion erfordern weiterhin Arbeiten zur Bestimmung und Quantifizierung der wesentlichen Einflussfaktoren, um geeignete Abhilfemaßnahmen zur Schadensvorsorge zu definieren.

Untersuchungen zur Alterung von Reaktordruckbehälterwerkstoffen sind schwerpunktmäßig in Aktivitäten der EU, der OECD/NEA, der IAEA und der WTZ eingebunden. Mit weiterentwickelten, werkstoffphysikalisch basierten und an ausgewählten Versuchen verifizierten schädigungsmechanischen Materialmodellen ist eine genauere

Vorhersage des Einflusses dieser Schädigungsmechanismen auf die Lebensdauer insbesondere unter realen Belastungsbedingungen möglich.

Alterung bei zyklischen Belastungen

In Kraftwerkskomponenten können bei überlagerter mechanischer und thermozyklischer Belastung plastische Verformungen auftreten. Überschreitet die Belastung im Material einen werkstoffbezogenen Grenzwert, so ist eine Ermüdungsanalyse durchzuführen um zu ermitteln, ob fortschreitende plastische Deformationen (Ratcheting) auftreten. Zu diesem Nachweis sind reale werkstoffbeschreibende Beziehungen (Materialgesetze/Materialmodelle) notwendig.

Mit Hilfe der durchgeführten Untersuchungen konnte ein Analysewerkzeug zur Beurteilung der Sicherheit der Bauteile unter komplexen Bauteilbelastungen (zyklisch thermische Sekundärspannungen und Primärspannungen) entwickelt werden, das durch Nutzen neuer numerischer Verfahren die zuverlässige Simulation des Verformungs- und Versagensverhaltens von Bauteilen bei monotoner sowie zyklischer inelastischer Belastung gestattet. Besondere Bedeutung liegt auf der Charakterisierung des Ratchetingeinflusses auf das Bauteilverhalten. Zur Simulation des Werkstoffverhaltens wurde ein entsprechendes Werkstoffmodell angewendet.

Auf Grund der geringen Zahl von Verifikationsexperimenten für die untersuchten Werkstoffe, der einfachen Geometrie der meisten untersuchten Versuchskörper sowie der großen Zahl nicht hinreichend quantifizierter Einflussgrößen, sind weitere Untersuchungen zur Verifizierung der eingesetzten Materialgesetze erforderlich. Insbesondere die Auswirkung der Mehrachsigkeit des Spannungszustandes ist sowohl experimentell als auch bzgl. der Nachweisverfahren abzusichern.

Hochfrequente Lastwechsel an der Innenseite von Komponenten sind auf der Außenseite nicht detektierbar. Die daraus resultierenden Beanspruchungen können noch nicht als hinreichend verifiziert beschrieben werden. Hierzu besteht weiterhin zusätzlicher Forschungsbedarf.

Die bisherigen Ergebnisse zum Ermüdungsverhalten (low cycle fatigue) austenitischer CrNi-Stähle in simuliertem SWR-Hochtemperaturwasser zeigen, dass sich die Ermü-

dungslbensdauer der in deutschen Kernkraftwerken eingesetzten stabilisierten Austenite 1.4541 und 1.4550 mit den in USA (Regulatory Guide 1.207) und Japan (JSME) im wesentlichen auf Basis von nichtstabilisierten austenitischen CrNi-Stählen entwickelten Vorhersagemethoden beschreiben lässt. Die Auslegungskriterien nach KTA 3201.2 bzw. ASME III werden durch die Ergebnisse der unter Mediumseinfluss durchgeführten Versuche nicht verletzt. Zusammen mit den Ermüdungsversuchen an dem ferritischen Behälter- und Rohrleitungsstahl 22NiMoCr3-7 in sauerstoffhaltigem Hochtemperaturwasser (SWR) wird sich zeigen, inwieweit die Sicherheitsmargen der derzeit verwendete Ermüdungskurven bestätigt werden. Weitere Einflussfaktoren wie z. B. Prüffrequenz, plastische Verformung und Mehrachsigkeit sind zukünftig intensiver zu untersuchen, um die entsprechende Datenbasis zu erweitern.

Alterung bei Bestrahlung

Die Änderung der Werkstoffeigenschaften des Reaktordruckbehälters infolge der Strahlenbelastung im kernnahen Bereich ist ein Phänomen von hoher sicherheitstechnischer Relevanz. Die Minderung der Bruchzähigkeit bzw. die Verschiebung der Sprödduktil-Übergangstemperatur von RDB-Stählen durch Bestrahlung ist ein komplexes Phänomen, das insbesondere im Zusammenhang mit der Festlegung der Laufzeit der kerntechnischen Anlagen von Bedeutung ist.

Die in den letzten Jahren durchgeführten Forschungsarbeiten befassten sich u. a. mit der Entwicklung und Verifikation eines Modells zur Beschreibung der physikalischen Werkstoffprozesse der strahleninduzierten Materialversprödung mit spezieller Ausrichtung auf die WWER-Belastungsbedingungen. Es wurden Methoden zur besseren Bewertung der Sicherheit bei den bestrahlten WWER-Reaktordruckbehälterwerkstoffen erarbeitet und das physikalische Verständnis der Mechanismen der Strahlenschädigung in Stählen vertieft. Es konnte nachgewiesen werden, dass sich die strahleninduzierte Werkstoffschädigung durch Wärmebehandlung weitgehend ausheilen lässt. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen zeigen weiter, dass nach einer thermischen Ausheilung der Werkstoff bei erneuter Bestrahlung weniger anfällig für strahleninduzierte Defekte ist. Durch die gewonnenen Erkenntnisse kann die Bruchzähigkeit von WWER-Druckbehälterstählen als Funktion der Bestrahlungsparameter vorausgesagt werden. Die gewonnenen Erkenntnisse bilden die Basis für eine realitätsnahe und werkstoffbezogene Ermittlung des Erschöpfungszustandes von Reaktordruckbehältern.

Um die physikalischen Mechanismen der bestrahlungsinduzierten Alterung zu verstehen, sind atomistische Simulationswerkzeuge weiter zu entwickeln und zu verifizieren (siehe Abschnitt 4.1.4).

Im Rahmen noch laufender Forschungsarbeiten wurde eine umfangreiche Datenbasis für Bruchmechanikkennwerte für vorbestrahlte Probenwerkstoffe deutscher DWR-Baulinien geschaffen, welche zur Bewertung der strahleninduzierten Alterung deutscher RDB-Stähle in einem praxisrelevanten Bereich der Neutronenfluenz herangezogen werden kann.

Die noch offenen Fragen im Rahmen des Schwerpunktes Alterung/Bestrahlung resultieren aus dem Verhalten der austenitischen Werkstoffe der Reaktoreinbauten und der Druckbehälterplattierung unter dem Einfluss von Gamma-Strahlung. Hierbei sollen nicht nur die phänomenologische Charakterisierung der Alterungsprozesse, sondern auch die Aufklärung der zugrunde liegenden Mechanismen betrachtet werden.

Alterung bei Korrosion

Das Korrosionsrissverhalten ferritischer RDB- und Rohrleitungswerkstoffe unter simulierten SWR-Mediumsbedingungen wurden in den letzten Jahren untersucht und das bruchmechanische Verhalten (Risswachstumsverhalten) solcher Komponenten bei langzeitiger Belastung bestimmt. Die Kenntnisse über die auslösenden Ursachen zur Rissentstehung und die ablaufenden Mechanismen können für die Ermittlung potenziell gefährdeter Bereiche und die Festlegung wiederkehrender Prüfintervalle genutzt werden. Die gewonnenen Erkenntnisse über Risskorrosionsmechanismen ermöglichen eine realitätsnahe Bewertung von druckführenden Komponenten hinsichtlich Korrosionsbildung.

Zum Einfluss von dynamischer Reckalterung auf die Empfindlichkeit un- und niedriglegierter Stähle gegen Risskorrosion in sauerstoffhaltigem HT-Wasser wurde ein Untersuchungsprogramm initiiert. Dabei wurde festgestellt, dass die Empfindlichkeit gegenüber dynamischer Reckalterung (dynamic strain ageing - DSA) neben Schwefelgehalt und Festigkeit des Werkstoffs als weiterer wesentlicher Werkstoffparameter bei der Bewertung von Risskorrosionsempfindlichkeit zu sehen ist. Hohe Empfindlichkeit von un- und niedriglegierten Stählen gegenüber DSA begünstigt sowohl Rissinitiierung als

auch Risswachstum in sauerstoffhaltigem Hochtemperaturwasser. Nachdem der Beitrag von DSA zur Rissinitiierung für praktische Belange hinreichend aufgeklärt wurde, soll in zukünftigen Arbeiten der Einfluss von DSA auf das Risswachstum genauer quantifiziert werden. Dabei soll insbesondere untersucht werden, warum es in Werkstoffen mit hoher DSA-Anfälligkeit in sauerstoffhaltigem Hochtemperaturwasser unter konstanter mechanischer Belastung schon bei mittleren Spannungsintensitätsfaktoren zu stabilem, kontinuierlichen Risswachstum mit nicht vernachlässigbarer Geschwindigkeit kommt. Diese Erkenntnisse dienen der ergänzenden Bewertung der Integrität von relevanten Bauteilen.

Das Verformungs- und Permeationsverhalten ferritischer Stähle durch gasförmigen sowie in sauerstoffhaltigem Hochtemperaturwasser korrosionsbedingt entstehenden Wasserstoff konnte am Beispiel des RDB-Werkstoffs (20MnMoNi5-5) ermittelt werden. Die ermittelte Abhängigkeit des Wasserstoffvolumens von der Sauerstoffdotierung des Hochtemperaturwassers erlaubt es, Rückschlüsse auf die Bedeutung von betriebsrelevanten Sauerstoffgehalten des Hochtemperaturwassers von Kernkraftwerken bezüglich Wasserstoffentstehung und -permeation zu ziehen. Die gewonnenen Erkenntnisse können zur Erfassung des Mediumseinflusses auf die werkstoffmechanischen Kennwerte eingesetzt werden.

Das Zähigkeitsverhalten von Reaktordruckbehälterstählen (A533Bcl.1, A 508 cl.3 und 15Kh2MFA) unter Wasserstoffmitwirkung und Neutronenbestrahlung wurde an unbestrahlten und bestrahlten sowie wasserstoffvor- und in-situ beladenen Proben bei Raumtemperatur und 250 °C ermittelt. Ein Versprödungseffekt durch Wasserstoff konnte nur bei in-situ Wasserstoffbeladung und bei Raumtemperatur (RT) beobachtet werden. Eine höhere Versprödungsneigung bei RT wird nur bei Proben, die bei niedrigen Temperaturen bestrahlt werden, bei Proben mit leerstellenreichen Defekten sowie bei solchen mit hohem Gehalt an Cu und P erwartet. Bei 250 °C zeigten die Proben keine Versprödung durch Wasserstoff. Die Empfindlichkeit gegenüber Wasserstoffversprödung wird demnach von der chemischen Zusammensetzung des RDB-Stahles, der Fluenz, der Bestrahlungstemperatur und der Art der gebildeten Strahlendefekte bestimmt. Weitere Arbeiten dazu sind somit derzeit nicht erforderlich.

Werkstoffgesetze für hohe Temperaturen und transiente Beanspruchungen

Zur Absicherung des Komponentenverhaltens gegen auslegungsüberschreitende Belastungen bzw. zur Ermittlung der Folgen aus diesen, muss das Werkstoffverhalten bei hohen Temperaturen auch im zeitabhängigen Verformungsbereich (Kriechen) berücksichtigt werden.

Forschungsbedarf besteht im Bereich der Wechselwirkung Kriechen – Ermüden in Bezug auf die experimentelle Ermittlung der Werkstoffkennwerte und deren Umsetzung in Stoffgesetze bzw. ganzheitliche Werkstoffmodelle. Mit ihnen soll das Verformungsverhalten und das Versagen von Bauteilen realistisch abgebildet werden. Darüber hinaus müssen besondere Belastungssituationen, die sich mit denen des störfallfreien Betriebs überlagern, betrachtet und analysiert werden. Tritt eine grenzwertüberschreitende Belastungssituation auf, die gekennzeichnet ist durch örtlich hohe Temperaturen und schnelle Belastungstransienten, müssen die vorhandenen Werkstoffmodelle an die damit verbundenen Verformungs- und Schädigungsmechanismen angepasst werden. Aus Erfahrungen der nichtnuklearen Technik ist bekannt, dass zeitabhängige Verformungs- und Versagensvorgänge analytisch nicht abzuhandeln und stets an den Werkstoffzustand zu koppeln sind. Unter diesem Aspekt ist auch die Auswirkung der betrieblich bedingten Veränderung des Werkstoffzustandes mit in die Analyse des Hochtemperaturverhaltens einzubeziehen. Hier liegen allerdings noch keine Erkenntnisse vor.

Technologische Einflüsse auf das Werkstoffverhalten; Eigenspannungen

Technologische Einflüsse auf das Werkstoffverhalten ergeben sich aus der Herstellung und Verarbeitung der Werkstoffe. Diese beeinflussen u. a. die spezifischen mechanisch-technologischen, bruchmechanischen und auch die mechanisch-physikalischen Eigenschaften, insbesondere das Ermüdungsverhalten sowie das Korrosions- und Bestrahlungsverhalten, die für das Integritätsverhalten der Komponente wichtig sind. In besonderer Weise gilt dies auch für das Kriechermüdungsverhalten, das einer besonderen schmelzenspezifischen Streuung unterliegt. Die Ermittlung der technologischen Einflüsse auf das Materialverhalten und Werkstoffkennwerte sind Gegenstand laufender Forschungsarbeiten. Die Kenntnisse erlauben eine frühzeitige Abschätzung der Schädigung im Material wie z. B. die Rissbildung in gefährdeten Zonen. Die umfangreich vorhandene Kompetenz ist zu erhalten.

Das eingeführte, derzeit gültige Regelwerk trägt den technologischen Einflüssen aus der Herstellung durch entsprechende, häufig erfahrungsbasierte Sicherheitszuschläge Rechnung. Werden diese eingeführten und bewährten Vorgehensweisen ersetzt durch neuere Methoden, müssen dabei auch die technologischen Einflüsse neu bewertet werden.

Eigenspannungen können als Folge des Zusammenfügens zweier (oder mehrerer) Werkstoffe (mit unterschiedlichen Eigenschaften) auftreten. In Kraftwerken werden diese Verbindungen generell als Schweißverbindungen hergestellt, wobei man hauptsächlich zwischen Auftragsschweißungen (z. B. Plattierungen) und Verbindungsschweißungen (Nähten) unterscheidet. Das Maß der Eigenspannungen (Restspannungen nach dem eigentlichen Schweißprozess) hängt von vielen Parametern ab: thermische Bedingungen vor und während des Schweißens, Vorbereitung der Naht, Schweißprozess und -parameter, Nachbehandlung (thermisch, mechanisch). Da die Kenntnis der Eigenspannungen eine wichtige Rolle in der Lebensdauerbewertung der Komponenten spielt, ist ihre Ermittlung mit Hilfe von experimentellen und numerischen Methoden eine bedeutende Aufgabe. In der Vergangenheit konnten sowohl experimentelle Methoden zur Ermittlung der Eigenspannung an den Oberflächen ertüchtigt (z. B. Röntgenmethoden) als auch die Methoden zur Bestimmung der Verteilung in der Tiefe verbessert werden (Ringkernverfahren, Bohrlochverfahren, Neutronenbeugung). Besondere Fortschritte wurden in den numerischen Simulationsmethoden erzielt, da aufgrund der sehr effektiven und immer größer werdenden Rechnerkapazitäten neben den zweidimensionalen Modellen auch dreidimensionale Berechnungen mit den erforderlichen, komplexen Werkstoffgesetzen möglich sind. Diese erlauben es, die Spannungen und Verformungen in der gesamten Struktur darzustellen und vor allem sehr schnell und effektiv Parameteruntersuchungen über z. B. Maßnahmen zur Reduzierung der Eigenspannungen nach dem Schweißen anhand von thermischen oder mechanischen Nachbehandlungen durchzuführen. Für Schweißverbindungen ferritischer Stähle und Mischschweißverbindungen mit auf Grund der Phasenumwandlung und anderer physikalischer Phänomene wesentlich komplexeren Randbedingungen und Einflussgrößen ist die numerische Analyse bis jetzt nur unvollständig gelungen. Hierzu sind weitere Forschungsarbeiten erforderlich.

Neben diesem allgemein erzielten Kenntnisstand zu dem Aufbau und der Verteilung von Eigenspannungen während und nach dem Schweißen sind insbesondere Reparaturmaßnahmen von Bedeutung. In der jüngsten Vergangenheit wurde begonnen, anhand von gezielten experimentellen und numerischen Untersuchungen dieses The-

mengebiet aufzugreifen. Mit zunehmendem Alter der nuklearen Anlagen, aber auch während der Errichtung von Neuanlagen, sind Reparaturmaßnahmen an Schweißnähten ein wichtiger Punkt. Um den Einfluss dieser Maßnahmen auf die sicherheitstechnische Bewertung erfassen zu können, wurden bereits erste Studien durchgeführt, wie z. B. Reparaturschweißungen an sehr kleinen Durchführungen bis hin zur Reparatur eines Fehlers im Reaktordruckbehälter. Besonders wichtig ist in diesem Zusammenhang die Bewertung unter Berücksichtigung von komplexen Belastungen und Mediumseffekten.

Dazu werden in den nächsten Jahren fortschrittliche, multidimensionale numerische Schweißsimulationen und entsprechende experimentelle Testeinrichtungen zu entwickeln sein. Vorrangiges Ziel ist, die Qualifikation von Reparaturmaßnahmen zu unterstützen und zu optimieren, die Integritätsbewertungen unter der Berücksichtigung von Betriebsbedingungen zu verbessern und vor allem den Einfluss von Reparaturmaßnahmen auf Rissentstehung und -wachstum quantifizieren zu können, um damit den sicheren und zuverlässigen Betrieb der Anlagen gewährleisten zu können.

4.1.3 Bruchmechanik

Gültigkeit des Rissinitiierungswertes als Werkstoffkennwert

Als Ergebnis intensiver Forschungsarbeiten der letzten Jahre gilt es heute als abgesichert, dass für bruchmechanische Bewertungen des Versagensverhaltens von Proben und Bauteilen insbesondere bei Belastungen, die über die Rissinitiierung hinausgehen, die Mehrachsigkeit des Spannungszustandes mit betrachtet werden muss.

Der Einfluss der Ausgangsrisslänge (kurze Risse) in Bruchmechanik-Proben auf die Höhe des Bruchmechanikkennwertes bei Risseinleitung wurde im Bereich der Zähigkeitshochlage untersucht. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen zeigten bei Einleitung duktilen Rissfortschritts in technisch bedeutsamer Größe keinen Einfluss des Kurzrisseffektes auf den bruchmechanischen Kennwert.

Im Sprödbrech- und Übergangsbereich spröd-duktil zeigt sich jedoch für kurze Risse in Proben (Rissverhältnisse $a/W < 0.2$) ein Einfluss auf die Bruchzähigkeit und die damit erhaltene Referenztemperatur. Dieser sog. Loss of constraint Effekt kann bei der Be-

wertung von Bauteilen eine große Rolle spielen. Der positive Effekt konnte an unbestrahlten und bestrahlten Grundwerkstoffen und Schweißgütern deutscher Original RDB Werkstoffe quantifiziert werden.

Durch die Einführung des J-Integrals ist es grundsätzlich möglich geworden, physikalische Rissinitiierungswerte für den gesamten Zähigkeitsbereich abzuleiten und experimentell zu ermitteln. Diese können an Kleinproben und damit auch an bestrahlungsfähigen Proben bestimmt werden und liefern auch die Basis für Belastungsanalysen unter PTS-Bedingungen, unter denen eine duktile Rissinitiierung nicht auszuschließen ist. Die Validierung der Übertragbarkeit der an Kleinproben ermittelten bruchmechanischen Kennwerte auf reale Komponenten ist noch notwendig. Weiterhin sind dabei ergänzende Untersuchungen zu den Gültigkeitsgrenzen des J-Integrals in Hinblick auf die absolute Proben- und Rissgröße sowie die Werkstoffplastizität erforderlich.

Verifikation der Übertragbarkeit von an Laborproben ermittelten Risswiderstandskurven auf Bauteile

Experimentelle Ergebnisse an Großproben zeigten, dass dickwandige Bauteile, wie sie in kerntechnischen Anlagen vorkommen, in Abhängigkeit von der Mehrachsigkeit des Spannungszustandes nach begrenzter plastischer Verformung versagen können. Der quantitative Einfluss der Mehrachsigkeit insbesondere auf den Bruchmodus ist noch nicht ausreichend verifiziert. Hierfür sind numerische Analysen von bauteilähnlichen Proben erforderlich, um die Entwicklung des Mehrachsigkeitsgrades mit der Belastung zu ermitteln und den Ausgang des Versagens zu identifizieren.

Verifikation der Übertragbarkeit von an Laborproben ermittelten Bruchzähigkeiten auf Bauteile

Mit Hilfe von Experimenten an Proben mit Oberflächenfehlern und mehrachsigt belasteten Proben konnte der Einfluss der Mehrachsigkeit auf die Bruchzähigkeit durch Proben und Rissgeometrie sowie durch die Belastung an Werkstoffen der deutschen DWR-Baulinien quantifiziert werden. Entsprechende mikromechanische Modelle zur Beschreibung des Versagens dieser Proben wurden entwickelt und verifiziert. Die Meh-

rachsichtigkeit kann mit Hilfe dieser Modelle beschrieben werden. Noch laufende Arbeiten haben zum Ziel, mit diesen Modellen das Verhalten von Rissen im RDB quantitativ zu beschreiben und damit die Übertragbarkeit von an Laborproben ermittelten Kennwerten auf Bauteile wie den RDB unter realistischer Beanspruchung wie einer Thermochocktransiente anzuwenden.

Weiterentwicklung von Methoden zur Beschreibung des instabilen Risswachstums

Neuere bruchmechanische Bewertungsverfahren, die den instabilen Bruch an Stelle der Rissinitiierung betrachten, wie beispielsweise das Master-Curve-Konzept, wurden in den letzten Jahren entwickelt und haben teilweise schon Eingang in Regelwerke gefunden.

Während die bisherige Sprödbruchabsicherung gemäß KTA-Regelwerk auf einem rein deterministischen Konzept basiert, beruht das neu eingeführte Konzept der Mastercurve auf probabilistischen Grundlagen. Zwischen beiden Konzepten bestehen Gemeinsamkeiten und Unterschiede. Der Hauptunterschied ist darin zu sehen, dass die Verwendung des Mastercurve-Konzeptes auch für das Übergangsbereich der Zähigkeit zugelassen wird. Ziel der durchgeführten und noch laufenden Untersuchungen ist der Vergleich der beiden Konzepte und die Überprüfung der Anwendung des neuen Konzeptes bei deutschen Anlagen. Nach diesem Konzept können an begrenztem bestrahltem Material, z. B. aus Bestrahlungsprogrammen, anlagenspezifische Bruchzähigkeitswerte ermittelt und die Aussageschärfe der bruchmechanischen Bewertung verbessert werden.

Die Überprüfung des Mastercurve-Konzeptes an unbestrahlten und bestrahlten Original-RDB-Werkstoffen hat gezeigt, dass dieses Konzept und die Anwendungsvorschrift, die Referenztemperatur T_0 als RT_{T_0} zu verwenden, bestätigt werden konnte.

Bei den abgeschlossenen Arbeiten konnte das Mastercurve-Konzept für den betrachteten RDB-Werkstoff (22NiMoCr3-7) bestätigt und die einzelnen Stufen des Versagensablaufs im Übergangsbereich der Zähigkeit aufgezeigt werden. Die Übertragbarkeit der schädigungsmechanischen Parameter auf andere Probengeometrien wurde in der Zähigkeitstieflage verifiziert.

Ziel noch laufender Arbeiten ist die Schaffung einer Datenbasis durch die Ermittlung von Bruchmechanikkennwerten mittels vorbestrahlter Proben von Werkstoffen der deutschen DWR-Baulinien zur Quantifizierung der herstellungstechnologischen Einflüsse. Die erzielten Ergebnisse sollen bewertet und anschließend mittels des Mastercurve-Konzeptes u. a. im Hinblick auf die Auswirkungen des Mastercurve- T_0 -Konzeptes auf die Sicherheitsbeurteilung von deutschen RDB-Werkstoffen mit Proben im unbestrahlten und bestrahlten Zustand, auf den Vergleich beider Konzepte sowie auf die Klärung der Frage geeigneter Probenformen und -größen bei der T_0 -Ermittlung dargestellt werden.

Zur Anwendung des Mastercurve-Konzeptes für Sicherheitsnachweise deutscher Kernkraftwerke wurden die theoretischen Ansätze aufgearbeitet und die Grundlagen zur Nutzung des Mastercurve-Konzepts geschaffen. Der zum Spaltbruch führende mechanische Zustand im Bereich der Rissfront wurde durch Simulation der Experimente untersucht. Die wesentlichen Grundannahmen des Konzeptes wie die funktionale Form der Bruchzähigkeits-Temperaturkurve, die Rissfrontlängenkorrektur sowie die statistischen Grundlagen des Konzeptes wurden bestätigt.

Weitere Untersuchungen im Hinblick auf Anwendungen sind erforderlich hinsichtlich „Sättigung“ der Rissfrontlängenkorrektur. Diese Thematik ergibt sich aus der weakest-link-Theorie, derzufolge „sehr lange“ Risse schon bei „sehr kleinen“ Belastungen zum Versagen führen müssten. Für praktische Anwendungen wird dagegen ein Grenzwert für die zu verwendende maximale Rissfrontlänge diskutiert, um keine unrealistisch kleine Belastungen bei „langen“ Rissen zu erzwingen. Diese Thematik bedarf vor einer allgemeinen Anwendung in sicherheitsrelevanten Fragestellungen der Absicherung durch geeignete Untersuchungen.

Nicht zuletzt fehlen auch der Nachweis einer Eignung des Konzeptes zur Beschreibung des Zähigkeitsverhaltens von bestrahlten RDB-Stählen deutscher Anlagen oder unter dynamischer Belastung und die Verknüpfung des Konzeptes mit dem Regelwerk-Verfahren zur Strahlenversprödungsvorhersage. Schließlich ist die Einbindung des Konzeptes in Bestrahlungsüberwachungsprogramme vorzubereiten.

Auf diesem Gebiet sind vielfältige internationale Aktivitäten (z. B. im Rahmen der IAEA und EU DG RTD) im Gange oder in Vorbereitung und sollten kompetent auch aus deutscher Sicht begleitet werden.

Anwendung des Rissstoppkonzeptes im Übergangsbereich der Zähigkeit

Der Nachweis eines ausreichenden Sicherheitsabstandes gegen Sprödbruch des Reaktordruckbehälters ist ein wichtiger Bestandteil der Betriebssicherheit eines Kernkraftwerks. Das in Deutschland anzuwendende Vorgehen beim Sicherheitsnachweis für Reaktordruckbehälter ist in der KTA 3201.2 festgelegt. Es basiert auf dem in den USA in den 70er Jahren entwickelten RT_{NDT} – Konzept, für das auf der Basis von Messwerten eine untere (deterministische) K_{Ic} ,T-Kurve für Rissinitiierung bzw. eine K_{IR} ,T-Kurve für Rissstopp (Arrest) erstellt wurde, die mit Hilfe der individuell für einen bestimmten Werkstoff ermittelten Referenztemperatur RT_{NDT} auf den betrachteten Werkstoff einjustiert werden. Das Deutsche Regelwerk lässt daneben die Verwendung von gemessenen K_{Ic} –Bruchzähigkeitswerten zur Erstellung einer K_{Ic} ,T-Kurve zu, ohne jedoch vorzugeben, wie eine solche Kurve zu erstellen ist.

Es konnte durch die Ermittlung von Bruchmechanikennwerten mittels vorbestrahlter Proben an Originalwerkstoffen der deutschen DWR-Baulinien eine umfangreiche Datenbasis geschaffen werden, für die eine vergleichende Bewertung mittels Master-Curve Konzept und RT_{NDT} -Konzept erfolgte. Es wurden sowohl Kennwerte für Rissinitiierung als auch für Rissarrest ermittelt. Die Ergebnisse wurden sowohl national als auch international in entsprechenden Veröffentlichungen mit der Fachwelt kommuniziert. Ferner wurden die erhaltenen experimentellen Ergebnisse bewertet und Konzepte aufgestellt, die zum Ziel haben, eine Anwendungsvorschrift für die Verwendung der T_0 in sicherheitstechnischen Bewertungen für Rissinitiierung und -arrest zu erstellen. So konnte gezeigt werden, dass mit allen erhaltenen Ergebnissen die Anwendungsvorschrift für die Referenztemperatur in den ASME Code Cases, nämlich die RT_{NDT} durch die RT_{T_0} zu ersetzen, bestätigt werden konnte. Der bereits aus Messwerten von amerikanischen Datenbasen bekannte lineare Zusammenhang der Verschiebung der Referenztemperatur mit der Bestrahlung (ΔT_{41} gemessen an Kerbschlagproben und ΔT_0 , gemessen im Bruchmechanikversuch) konnte ebenfalls nachvollzogen werden. Außerdem zeigen die bisherigen Rissarrestversuche, dass ein linearer Zusammenhang zwischen der Rissauffangenergie aus dem Charpy-Versuch und der mit Bruchmechanikproben bestimmten Rissauffangzähigkeit K_{Ia} besteht. Mit Hilfe dieser Bewertungen ist ein wichtiger erster Schritt in die Richtung gemacht worden, bereits vorliegende Messergebnisse aus Bestrahlungsprogrammen für die neuen Konzepte einzusetzen und mit verwenden zu können.

Auf Basis der bisherigen Forschungsarbeiten gibt es von deutscher Seite ein begründetes Anliegen, die internationale technisch-wissenschaftliche Diskussion weiterhin aktiv mit zu gestalten. In Anknüpfung an diesen Weg bietet sich an, auf weitere vor mehr als zwei Jahrzehnten vorbestrahlte Bruchmechanikproben zurückzugreifen, die einerseits die deutschen Anlagen verschiedener Herstellergenerationen abdecken und darüber hinaus eine Upper-Bound Abdeckung in Bezug auf die Fluenzen von Anlagen älterer Generation ermöglichen. Damit besteht die Aussicht auf eine besser als bisher abgesicherte konzeptionelle Validierung beider Verfahren an identischen, repräsentativen Werkstoffzuständen. Es würde auch der Nachweis erbracht, dass die im nationalen und internationalen Rahmen bisher gewonnenen Erkenntnisse zum Master-Curve und Rissarrest-Konzept auch für bestrahlte deutsche RDB-Stähle Gültigkeit besitzen und das Konzept zum Sicherheitsnachweis von Reaktordruckbehältern in deutschen Druckwasserreaktoren im abdeckenden Fluenzbereich und unter relevanten Bestrahlungsbedingungen angewendet werden kann. Dies erfordert eine ausreichend breite und repräsentative Datenbasis. Es wird ein wesentlicher Beitrag geleistet und damit ein Fortschritt im Sicherheitsnachweis für deutsche Kernkraftwerke und den Erhalt des Anschlusses an das internationale Vorgehen erzielt.

Quantifizierung des Versagensablaufs rissbehafteter Mischnähte

Zur genauen Beschreibung des Werkstoffverhaltens bei Mischnähten ist die Erfassung und Beschreibung der tatsächlichen Versagensabläufe unter Berücksichtigung des Gefügestandes und der tatsächlichen Werkstoffkennwerte erforderlich. Bei den bisherigen Forschungsarbeiten wurde die Ursache zur Entstehung von Fehlstellen und Eigenspannungen bei Mischschweißverbindungen untersucht. Mit der entwickelten und durch Ergebnisse qualifizierten Analysemethodik kann das globale Last-Verformungsverhalten von Mischnähten in Rohrleitungen erfasst werden. Weitere Forschungsarbeiten befassten sich mit der Entwicklung eines abgesicherten und verifizierten Berechnungs- und Bewertungsverfahrens zur Beurteilung des Versagensverhaltens angerissener Mischschweißnähte. Dabei zeigte sich, dass herstellungsbedingte Eigenspannungen die bruchmechanische Beanspruchung infolge betrieblicher Lasten deutlich erhöhen können. Der Bereich der Wärmeeinflusszone (WEZ) mit unterschiedlichem Gefüge (Grobkornzone, Feinkornzone) ist in den bisherigen Untersuchungen nicht explizit betrachtet worden. Ziel künftiger Untersuchungen soll sein, diesen Bereich systematisch zu betrachten und die Gefügeentwicklung beim Schweißprozess im

Hinblick auf die bruchmechanische Beanspruchung theoretisch mit abzubilden. Dabei soll auch die Anbindung zu den bestehenden mikromechanischen Berechnungsverfahren verbessert werden.

Für die Sicherheitsbewertung von Komponenten ist die Herleitung eines generell gültigen, zuverlässigen Bewertungskonzeptes, das alle Belastungsszenarien und Werkstoffzustände umfasst, unabdingbar. Dies ist weiteren Forschungsarbeiten vorbehalten.

4.1.4 Simulation von Vorgängen im Nano-, Mikro- und Mesostrukturbereich zur Beschreibung der Werkstoffeigenschaften

Die Entstehung von Fehlern während der Fertigung oder Reparatur aber auch die Werkstoffeigenschaften kann man durch die Erfassung von Vorgängen im Nano- und Mikrostrukturbereich beschreiben. Gute Fortschritte konnten bei der Bewertung des Bestrahlungseinflusses auf den RDB-Werkstoff erreicht werden. Die Erweiterung der Theorien, beispielsweise zur Beschreibung von Diffusionsvorgängen beim Schweißen einer Mischnahtverbindung, erhöht nicht nur das physikalische Verständnis der technologischen Vorgänge, sondern ermöglicht die Bewertung von Sicherheit und Zuverlässigkeit der Komponenten.

Weiterentwicklung von Simulationswerkzeugen

Die Werkstoffsimulation für die Beschreibung von Alterungsphänomenen besitzt hohe Bedeutung. Mit zunehmender Betriebszeit können aufgrund betrieblich bedingter Belastungen mikrostrukturelle Änderungen auftreten. Das Ausmaß dieser Veränderungen sowie deren Einfluss auf die Werkstoffeigenschaften, müssen im Hinblick auf später auftretende Veränderungen vorausschauend erforscht werden. Ziel zukünftiger Arbeiten ist es, die Nanosimulation für das Verständnis der Eigenschaften komplexer Werkstoffsysteme einzubeziehen. Mittelfristig sollen mit derartigen Arbeiten Grundlagen für eine objektive und qualitative Bewertung der möglichen Veränderung von Sicherheitsabständen als Folge betrieblicher Belastungen geschaffen werden.

Die atomistische Simulation zur Charakterisierung des Ausscheidungsstatus sowie der chemischen Zusammensetzung der Ausscheidungen bei den bisherigen Arbeiten wurden untersucht. Durch Entwicklung verschiedener Rechenverfahren konnten die molekulardynamische Bewegung und das Haften der Versetzung an Ausscheidungen simuliert werden. Die gewonnenen Erkenntnisse ermöglichen derzeit nur die Abschätzung der nano- und mesoskaligen Mechanismen von Schädigung und Versagen von ausscheidungsverfestigten Stählen, wie sie beispielsweise in Form des Werkstoffs 15 NiCuMoNb 5 (WB 36) unter LWR-Betriebsbedingungen auftreten können. Die Ergebnisse ermöglichen u. a. Aussagen über Alterung der Stähle bei langzeitiger thermischer Betriebsbeanspruchung.

Diese Untersuchungen sind weiterzuführen und auf die relevanten Werkstoffe auszuweiten.

Modellverifikation

Eine Verknüpfung dieser Modellentwicklungen mit experimentellen Ergebnissen ist unumgänglich. Der Mechanismus der bestrahlungsinduzierten Defektbildung in Reaktorwerkstoffen ist trotz umfangreicher Aktivitäten in den letzten Jahren noch nicht verstanden. Sowohl die vorliegenden experimentellen Ergebnisse als auch die derzeit verfügbaren Simulationstools (z. B. Molekulardynamik, Monte Carlo, Rattentheorie) erlauben es nicht, die Rolle von bestimmten Legierungselementen (Mn, Ni) oder Verunreinigungselementen (Cu, P) bei der Defektbildung eindeutig zu beschreiben. Auch die genaue Zusammensetzung der beobachteten Defekte ist nicht eindeutig bekannt. Das betrifft u. a. die Anteile von Cu, Ni, Mn, Fe, P und Leerstellen sowie deren räumliche Anordnung. Die Simulationstools sind derzeit noch nicht in der Lage, die atomistischen Vorgänge in bestrahlten Stählen zu beschreiben, sondern lediglich in vereinfachten Systemen (z. B. Fe-Cu, Fe-Ni). Ziel der künftigen Arbeiten sollte es daher sein, die Simulationstools weiterzuentwickeln, um komplexere Systeme modellieren zu können. Dafür sind experimentelle Untersuchungen (z. B. SANS (Small Angle Neutron Scatter), Härte, Zugversuche) an zugeschnittenen Modelllegierungen (Fe-Cu-Ni-Mn-P in verschiedenen Kombinationen) mit unterschiedlichen Fluenzen unabdingbar.

4.1.5 Zerstörungsfreie Werkstoffbeschreibung bzw. –prüfung

Zerstörungsfreie Prüfungen nehmen einen wichtigen Platz zur Feststellung der Qualität einer Komponente während der Herstellung und des Betriebes ein. Verschiedene Schadensfälle haben gezeigt, dass nicht nur bei der Suchtechnik selbst, sondern insbesondere auch bei der Bestimmung der Fehlergröße noch offene Fragestellungen existieren.

Fortschritte wurden auch hinsichtlich der Qualifizierung von Prüfsystemen gemacht. So konnte eine Pilotstudie für die Vorgehensweise nach ENIQ erfolgreich abgeschlossen werden. Die Einführung in die Praxis steht bislang noch aus. Auch besteht noch Nachholbedarf gegenüber anderen europäischen Staaten, in denen bereits Qualifizierungszentren mit entsprechendem Testkörperpool bestehen. Dies steht auch im Zusammenhang mit Fragen zur Fehlerauffindbarkeit (POD „POD-Probability Of Detection“), wobei neben den technischen Gegebenheiten auch menschliche Einflussgrößen (human factor) Berücksichtigung finden müssen. Hier besteht weiterer Forschungsbedarf.

Verbesserung der Aussagesicherheit zerstörungsfreier Prüfmethoden

Je mehr sich der reale Werkstoffzustand durch Belastungen seinem Auslegungsalter nähert, umso wichtiger ist eine in ihren quantitativen Aussagen belastbare zerstörungsfreie Prüfung.

In den letzten Jahren befasste sich ein Forschungsvorhaben mit der Entwicklung und Beschreibung der technischen Mittel für eine quantitative, belastungsorientierte zerstörungsfreie Prüfung von druckführenden Komponenten. Die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten ermöglichen die Aufstellung eines geeigneten Gesamtkonzepts zur Detektion von Rissen an Rohrleitungskomponenten. Darin sind sowohl die Methoden der zerstörungsfreien Werkstoffprüfung (ZFP) als auch der Bruchmechanik integriert. Sie sind für Komponenten von Kernkraftwerken sowohl in der Fertigung als auch im Betrieb verwendbar.

Zurzeit wird die Methodik, ausgehend von der deterministischen Behandlung, in eine probabilistische überführt. Dabei werden die in der Praxis vorkommenden Streuungen in den Werkstoffkennwerten und den Lastannahmen ebenso berücksichtigt wie die Un-

schärfen in den Aussagen der ZFP. Wichtig ist dabei die Wahrscheinlichkeit für den Nachweis einer bestimmten Fehlerart, -größe und -orientierung (POD), die auch von der verwendeten ZFP-Methode, dem Prüfsystem und der Fehlereinflussmöglichkeit des Bedienpersonals abhängt. Die Methodik soll für Komponenten von Kernkraftwerken sowohl in der Fertigung als auch im Betrieb verwendbar werden. Auf Seiten der Ultraschallprüfung hat sich der Algorithmus der synthetischen Aperturfokussierung (SAFT) als der mit der theoretisch begründbaren größten Rekonstruktionstreue praktisch bewährt, um relevante Fehlergeometrien zu bestimmen. Der Einsatz des entwickelten Prüfsystems als transportable Einheit für die Fehleranalyse wurde auf den speziellen Anwendungsfall hin auch in anderen Branchen wie z. B. der Stahlindustrie zur Reduzierung der Falschalarmrate der automatisierten Prüfung und in fossilen und Wasserkraftwerken bei der WKP erfolgreich erprobt.

Weiterentwicklung und Verifikation der Methoden zur zerstörungsfreien Prüfung austenitischer Gefüge

Die Zuverlässigkeit der zerstörungsfreien Prüfung hat noch Defizite bei der Prüfung austenitischer Plattierungen, austenitischer Nähte und Mischschweißverbindungen. Deswegen ist ein besonderes Ziel der zerstörungsfreien Prüfung die Aufklärung dieser Defizite.

Die weiterentwickelten Methoden der Ultraschall-Prüfverfahren für dickwandige austenitische Schweißnähte wurden an einer realen Schweißnaht mit einem realitätsnahen Fehler qualifiziert und verifiziert. Die entwickelten Computersimulationsmethoden ermöglichen die Berechnung des Schalldurchgangs durch austenitische Schweißstrukturen. Risse durch die Schweißnaht hindurch können durch die optimierte Prüfkopfanzordnung abgebildet werden. Die verbesserten Messverfahren können zur zerstörungsfreien Prüfung von Schweißplattierungen in den Druckbehältern auf Oberflächenfehler, Fehler in der Plattierung und Unterplattierungsfehler eingesetzt werden.

Durch die Weiterentwicklung der Ultraschallprüf- und Abbildungsverfahren für Mischnähte wurde die Übertragung der Ergebnisse zur Ultraschallprüfung austenitischer Schweißnähte auf Ultraschallabbildungsverfahren ermöglicht. Dadurch können nicht nur die Struktur der Plattierung bzw. Mischschweißnähte, sondern auch deren aktuelle Außen- bzw. Innengeometrien berücksichtigt werden. Die entwickelten Rekonstruktions-

onsprogramme wurden durch Messungen validiert. Durch die Weiterentwicklung der Auswertemethode der Ultraschallprüfung können Anisotropien und Inhomogenitäten einer Mischnaht zusätzlich berücksichtigt und so das Messergebnis verbessert werden. Außerdem wird das Fehlerbild durch den neu entwickelten InA-SAFT (Inhomogen-Anisotrop) ortsgetreu abgebildet und die Fehlerlage genauer wiedergegeben. Dieses hat Folgen für die bruchmechanische Fehlerbewertung, beispielsweise ob eine Fehlerstelle bestimmter Geometrie in der WEZ einer Schweißnaht oder im Grundwerkstoff angenommen wird. Ein derzeit neu beantragtes Vorhaben hat sich zum Ziel gesetzt, unter Nutzung der Gruppenstrahlermethode eine optimale und flexible Mehrwinkelein-schallung zu nutzen. Zum einen kann dabei die wahre Fehlerorientierung wesentlich genauer vorhergesagt werden, zum anderen erlaubt die speziell verfolgte Variante des räumlich gesampelten Gruppenstrahlers unter Integration von SAFT-Algorithmen, das Fehlerbild zu entstoren und damit den Nachweis zu verbessern. Diese Variante erlaubt insbesondere eine verbesserte Nachweisempfindlichkeit im Nahfeld des Prüfkopfes. Das genannte Vorhaben wird weiterhin einen Algorithmus entwickeln, der durch eine intelligente Lernfunktion auch in austenitischen und Mischschweißnähten zunächst die individuell vorhandene Dendritenstruktur bestimmen wird. Diese Information wird bei der Fehlerrekonstruktion dann berücksichtigt werden.

Wesentliche praxisrelevante Fortschritte hinsichtlich der zerstörungsfreien Prüfung austenitischer Schweißnähte resultierten aus der fortschrittlichen Fertigungstechnik, die beim Austausch von Rohrleitungssystemen zum Einsatz kam. Durch das innen- und außenseitige Beschleifen (blecheben) sowie das geringere Nahtvolumen konnte eine deutlich verbesserte Fehlerauffindbarkeit erreicht werden. Dennoch bleibt ein negativer Einfluss des dendritischen Schweißguts von Austenit- und Mischnähten auf die Ultraschallprüfbarkeit. Eine weitere Verbesserung der Ultraschallprüfbarkeit durch fertigungstechnische Maßnahmen könnte in einer Modifizierung des Schweißguts (Kornfeinung) gegeben sein. Dies ist Gegenstand weiterer Forschungsarbeiten.

Anwendung von zerstörungsfreien Prüfungen zur Beschreibung des Werkstoffverhaltens

Die zerstörungsfreie Prüfung hat nachweislich erste Erfolge bei der Vorhersage von mechanisch-technologischen Eigenschaften durch Messung von Prüfgrößen gebracht, die sowohl sensitiv auf Mikrostrukturparameter und ihre Änderungen sind als auch auf

Last- und Eigenspannungen Einfluss haben. Die Arbeiten sollten zur Charakterisierung des Werkstoffverhaltens hinsichtlich thermischer Alterung (Problematik von Cu-ausscheidenden Stählen), der Mikrostrukturveränderung durch Neutronenbestrahlung und Ermüdung weiterverfolgt werden. Bezüglich der Werkstoffbeeinflussung der RDB-Stähle (GW und Schweißgut) durch Neutronen wurden in einer Machbarkeitsstudie neue Ansätze auf der Basis von mikromagnetischen Methoden und der magnetostriktiven Ultraschallanregung in ihrem Potenzial untersucht, auch die in Deutschland - verglichen mit dem Ausland - bei deutlich kleineren Fluenzen über die Lebenszeit verursachten Mikrogefügeveränderungen zuverlässig nachzuweisen. Beide Ansätze erwiesen sich als tragfähig und sollen in einem Folgevorhaben optimiert werden.

Zur zerstörungsfreien Charakterisierung der Werkstoffschädigung durch Ermüdung wurde ein neues Prüfkonzept, die sogenannte fraktale Dimension, entwickelt und an dem Reaktorwerkstoff 15 NiCuMoNb 5 (WB 36) verifiziert. Die entwickelte Methode kann zur Früherkennung ermüdungsbedingter Schädigung an Komponenten eingesetzt werden. Die erzielten Ergebnisse weisen darauf hin, dass die Analyse der fraktalen Dimension grundsätzlich geeignet ist, ermüdungsbedingte Werkstoffschädigung im Stadium vor der Rissentstehung zu erkennen.

Durch Optimierung elektromagnetischer Prüfverfahrensansätze sowie Minimierung der Störempfindlichkeiten wurde aufgezeigt, dass sich durch den Einsatz von ZFP die durch Kupferausscheidung bedingten Werkstoffveränderungen im warmfesten Stahl 15 NiCuMoNb 5 (WB 36) nachweisen lassen. Die gewonnenen Erkenntnisse bilden eine Basis für eine realitätsnahe und werkstoffbezogene Ermittlung des Erschöpfungszustandes in druckführenden Komponenten. Durch Früherkennung und Quantifizierung der Festigkeitssteigerung und Versprödung mittels des vorgeschlagenen Verfahrensansatzes der ZFP können entsprechende Alterungsprozesse in Anlagen frühzeitig nachgewiesen und quantifiziert werden.

In einer Machbarkeitstudie wurden an bestrahlten Proben (RDB, Schweißgut) die zFP-Verfahren bezüglich des Nachweises von Neutronenversprödung in Druckbehälterbaustählen optimiert und vergleichend erprobt. Es wurde aufgezeigt, dass die elektromagnetischen Prüfgrößen eine Charakterisierung der durch die Neutronenbestrahlung bedingten Mikrogefügeveränderungen gestatten und eine quantitative Bestimmung der Referenzgrößen ermöglichen. Weiterer Forschungsbedarf besteht in der elektromagnetischen Charakterisierung des Ermüdungsverhaltens im Vergleich zum Versprödungsverhalten bei Überlagerung von thermischer und mechanischer Werkstoffbelastung.

Zusätzlicher Forschungsbedarf besteht darüber hinaus bezüglich der Verifikation der Übertragbarkeit der Ergebnisse auf mehrachsige Belastungen.

4.2 Thermohydraulik bei Transienten und Leckstörfällen, Reaktorphysik und Brennstabverhalten, Vorgänge bei Kernzerstörung im RDB

Feststellung der Evaluierungskommission:

„Die realistische Beschreibung der Abläufe im Reaktorkern und in den Kühlkreisläufen bei Stör- und Unfällen ist für die sicherheitstechnische Bewertung sowie für die weitere Verbesserung der Schadensvorsorge von wesentlicher Bedeutung. Neue Anforderungen ergeben sich aus der fortschreitenden Entwicklung der Anlagentechnik und der Betriebsfahrweisen sowie aus der Erweiterung des Simulationsumfangs“.

Tabelle 2 : Themenbereiche, Einzelthemen, Forschungseinrichtungen

Bild 6 : Personalprognose für Themenbereiche

Fachbereich „Thermohydraulik bei Transienten und Leckstörfällen, Reaktorphysik und Brennstabverhalten, Vorgänge bei Kernzerstörung im RDB“

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.2	Thermohydraulik bei Transienten und Leckstörfällen, Reaktorphysik und Brennstabverhalten, Vorgänge bei Kernzerstörung im RDB		
4.2.1	Weiterentwicklung und Validierung von System- und CFD-Codes	Ein- und mehrdimensionale Beschreibung von Einphasenströmungen	FZD, FZK, GRS
		Ein- und mehrdimensionale Beschreibung von Zweiphasenströmungen	FZD, FZK, GRS, IPM
		Ein- und mehrdimensionale Beschreibung von Ein- und Zweiphasenströmungen mit Partikelbelastung	FZD, FZK, IPM
		Dynamische Strömungsregime und Kondensationsvorgänge	FZD, FZK, GRS, IPM
		Wärmeübergang bei hohen Temperaturen und Inertgaseinfluss	FZK, GRS
		Wirksamkeit von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes	FZK, GRS
4.2.2	Reaktorphysik für Leichtwasserreaktoren	Methodenentwicklung zur Bereitstellung nuklearer Wirkungsquerschnitte	FZD, FZK, GRS
		Entwicklung zeitabhängiger Neutronentransportprogramme zur transienten Analyse von Reaktorstörfällen	FZD, FZK, GRS
		Physik des Reaktorkerns bei erhöhtem Abbrand, Mischoxid-Brennstoff (MOX) und weiterentwickeltem Kernbrennstoff	FZD, FZK, GRS
		Einsatz von weiterentwickelten Kernbrennstoffen	FZD, FZK, GRS
		Methodenentwicklung zur online-Kernüberwachung	IPM
		Weiterentwicklung von Monte-Carlo-Methoden u.a. in der Reaktordosimetrie	FZD, FZK

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.2.3	Spezielle Aspekte der Reaktorphysik	Weiterentwicklung und Verifikation der Kopplung neutronenkinetischer und thermohydraulischer Programme	FZD, FZK, GRS
		Reaktivitätsstörfälle	FZD, FZK, GRS
		Untersuchung zur Rekritikalität bei der Kernzerstörung	FZK
4.2.4	Brennstab(-element)-verhalten	Weiterentwicklung von Analysewerkzeugen zur Beurteilung des Brennstabverhaltens	FZK
		Betriebsnahe Transienten	FZK
		Kühlmittelverluststörfall	FZK, GRS
		CABRI-Experimente zur LWR-Brennstabelastung	FZK, GRS
4.2.5	Vorgänge bei Kernzerstörung und Schmelzerückhaltung	Kernzerstörung - frühe Phase	FZK, GRS, RUB
		Kernzerstörung - späte Phase	FZK, GRS, IKE
		Kühlbarkeit des zerstörten Kerns	FZK, GRS, IKE
		Verlagerung ins untere Plenum und Wechselwirkung mit Restwasser: Schmelzerückhaltung im RDB	FZK, GRS, IKE
		Kühlbarkeit von Schüttungen im unteren Plenum, Bildung eines Schmelzesees	FZK, IKE
		Schmelzesee im unteren Plenum des RDB, Außenkühlung und RDB-Versagen	FZK, GRS, IKE
		Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkung (Dampfexplosion)	FZK, IKE
4.2.6	Methodenentwicklung zur Bewertung der Aussagesicherheit von Rechenergebnissen auch im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf Realanlagen		GRS, IPM

Tabelle 2: Forschungsschwerpunkte der Forschungseinrichtungen zum Fachbereich „Thermohydraulik bei Transienten und Leckstörfällen, Reaktorphysik und Brennstabverhalten, Vorgänge bei Kernzerstörung im RDB“

Thermohydraulik bei Transienten und Leckstörfällen, Reaktorphysik und Brennstabverhalten, Vorgänge bei Kernzerstörung im RDB

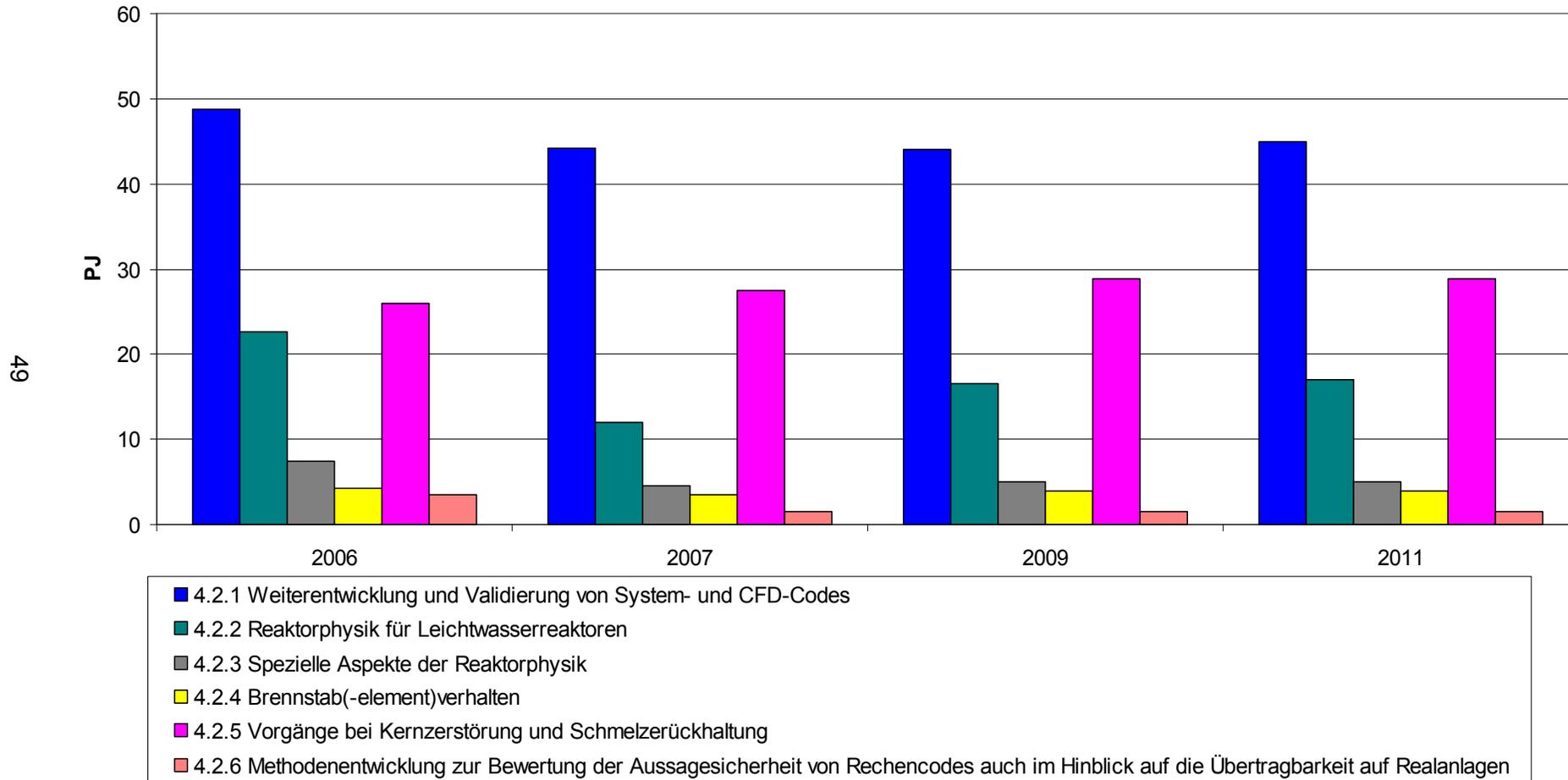


Bild 6: Personalprognose für Themenbereiche des Fachbereichs "Thermohydraulik ..."

4.2.1 Weiterentwicklung und Validierung von System- und CFD-Codes

Zur Bewertung der Sicherheit sind Rechenprogramme mit erhöhter Aussagesicherheit erforderlich. Insbesondere für die Quantifizierung von Sicherheitsmargen in laufenden Kernkraftwerken, z.B. bei Leistungserhöhungen und neuen Kernbeladestrategien, ist eine genauere analytische Simulation notwendig. Eine Hauptursache für die heute noch bestehenden Unsicherheiten liegt in der unzureichenden Fähigkeit der eindimensional konzipierten Rechenprogramme zur Darstellung mehrdimensionaler Strömungsvorgänge. Für die Simulation z.B. der dreidimensionalen komplexen Vermischungsvorgänge sind zunehmend hochauflösende CFD-Codes in Ergänzung zu Systemcodes bzw. gekoppelt mit diesen einzusetzen.

Der in Deutschland entwickelte thermohydraulische Systemcode ATHLET bildet noch auf absehbare Zeit eine wichtige Grundlage für Sicherheitsbewertungen der derzeit betriebenen Reaktoren. Er wird zunehmend auch in Kopplung mit Codes für Kernschmelzen und Spaltproduktverhalten (ATHLET-CD), Neutronenkinetik (QUABOX/CUBBOX, DYN3D), mit verbesserten mehrdimensionalen Modellen zur Berechnung von Mehrphasenströmungsvorgängen (FLUBOX 2D/3D) und Containmentverhalten (COCOSYS) eingesetzt. Er ist auch das wichtigste Prozessmodell im Analysesimulator ATLAS. Wesentliche Aktivitäten im Rahmen von WTZ mit östlichen Partnern bauen zudem auf diesem Code auf.

Die Weiterentwicklung von ATHLET soll fortgesetzt werden. Die konsequente Umsetzung neuer Erkenntnisse, insbesondere aus der Validierung und dem Rückfluss aus der Anwendererfahrung, sowie eine laufende Qualitätssicherung muss auch zukünftig gewährleistet werden.

Ein- und mehrdimensionale Beschreibung von Einphasenströmungen

Bei der Simulation von Einphasenströmungen stehen Vermischungsvorgänge im Vordergrund, die unter anderem in DWR im Zusammenhang mit Kaltwassereinspeisung und Deborierungstransienten auftreten. Zur Validierung liegen hierzu bereits Untersuchungen an verschiedenen Versuchsanlagen vor. Weitere Datenquellen sind Messungen in inländischen und ausländischen Kernkraftwerken. Mit Hilfe dieser Daten sind die Validierungsarbeiten für System- und CFD-Codes durchzuführen.

Bei Transienten mit sehr großen lokalen Leistungsunterschieden werden Vermischungsvorgänge im Reaktorkern selbst relevant. Es ist auf absehbare Zeit nicht realistisch, den Reaktorkern im Detail in CFD-Programmen abzubilden. Deshalb wird derzeit experimentell und theoretisch untersucht, inwieweit eine strömungsmechanische Behandlung des Kerns in der Näherung des porösen Körpers sinnvoll und möglich ist.

Ein- und mehrdimensionale Beschreibung von Zweiphasenströmungen

An die Simulation von Zweiphasenströmungen werden bei Sicherheitsanalysen von Transienten und Störfällen hohe Anforderungen gestellt. Insbesondere für mehrdimensionale zweiphasige Strömungsvorgänge besteht noch erheblicher Entwicklungsbedarf. Die Entwicklung von Zweiphasenmodellen für CFD-Codes ist langfristig angelegt. Um jedoch speziell mit ATHLET mehrdimensionale Simulationen, die den gesamten Bereich der Zweiphasigkeit umfassen, für Vorgänge im RDB schon eher zu ermöglichen, wurde der mit ATHLET gekoppelte Modul FLUBOX auf Basis der Split-Coefficient-Matrix-Methode weiterentwickelt und validiert. FLUBOX ist solange weiterzuentwickeln und zu pflegen, bis eine vollwertige CFD-Lösung zur Verfügung steht. CFD-Codes besitzen bisher jedoch nur für einphasige mehrdimensionale Strömungen einen fortgeschrittenen Entwicklungsstand. Eines der Hauptziele bleibt daher die Entwicklung zweiphasiger mehrdimensionaler Modelle für CFD-Codes. Die Lösung dieser Aufgabe kann nur im Verbund eng aufeinander abgestimmter experimenteller und analytischer Vorhaben gelingen. Mit den über mehrere Jahre angelegten und in Arbeitsteilung mehrerer Forschungseinrichtungen durchzuführenden Arbeiten wurde begonnen.

Dynamische Strömungsregime und Kondensationsvorgänge

Der dynamische Übergang zwischen den jeweiligen Strömungsformen während eines Störfalls wurde in den letzten Jahren mit verbesserten Modellen in Rechenprogrammen berücksichtigt. Experimentelle Arbeiten und theoretische Entwicklungen zur Beschreibung der Gasgehaltsverteilung über dem Rohrquerschnitt, für die Berechnung der Entwicklung der Blasengrößenverteilung entlang der Rohrachse mit Berücksichtigung der Koaleszenz- und Fraktionierungsraten sowie zu Kondensationsphänomenen sind aber weiterhin durchzuführen.

Die Modellierung der dynamischen Entwicklung von Strömungsbildern wurde sowohl für Systemcodes als auch für CFD-Codes weiterentwickelt und weitgehend verifiziert. Gegenstand laufender Entwicklungen ist die Berechnung der Wärme- und Massenaustauschraten zwischen den Phasen bei unterschiedlichem Gasgehalt.

Erweiterungen für disperse Strömungen, für den Bereich des Wassermittresses sowie für horizontale Strömungen mit transienten Stratifizierungsvorgängen sind noch erforderlich. Hier ist zu erwarten, dass die im Rahmen des CFD-Forschungsverbundes durchzuführenden gut instrumentierten Experimente wichtige Informationen liefern werden.

Bisher wurden Modelle für den Impulsaustausch zwischen den Phasen sowie Blasenpopulationsmodelle für die Simulation adiabater Zweiphasenströmungen mit disperser Gasphase entwickelt und anhand von experimentellen Daten validiert. Das Verhalten freier Oberflächen wurde bisher für die Zweiphasenströmung ohne Phasenübergang untersucht. Zukünftig ist die Zweiphasenströmung mit Phasenübergang zur Bestimmung der Intensität des Phasenübergangs bei gleichzeitiger Ermittlung der Ausdehnung und Topologie der Zwischenphasengrenzfläche und der lokal treibenden Temperaturgradienten zu untersuchen.

Ein- und mehrdimensionale Beschreibung von Ein- und Zweiphasenströmungen mit Partikelbelastung

Mit dem Ziel der Modellierung und Simulation des Verhaltens von partikelbelasteten Strömungen bestehend aus Kühlwasser und Mineralwollefragmenten (Partikeleintrag, Sedimentation, Resuspension, Druckaufbau an Rückhaltevorrichtungen) wurden theoretische und experimentelle Arbeiten zur Klärung von Einzeleffekten und Phänomenen durchgeführt. Durch die grundlegende Übereinstimmung von messtechnisch ermittelten Strömungsfeldern mit Modellrechnungen konnte die prinzipielle Anwendbarkeit von CFD-Modellen nachgewiesen werden.

Schwerpunkt der zukünftigen Arbeiten sind zum einen die Verknüpfung der Teilmodelle und die Anwendung auf reale Anlagen, zum anderen basierend auf den Ergebnissen des Einsatzes Digitaler Bildverarbeitung die Berücksichtigung mehrerer Partikelklassen in der CFD-Simulation. Wegen der Komplexität und der Unschärfe in Parametern und

Phänomenen kommen zur Interpretation der Messwerte auch Soft-Computing-Methoden zur Anwendung.

Wärmeübergang bei hohen Temperaturen und Inertgaseinfluss

Die Modellierung des Wärmeübergangs sowie die Weiterentwicklung der Siedemodelle bleiben eine Herausforderung in der Codeentwicklung. Der Einfluss nicht kondensierbarer Gase auf den Wärmeübergang und der Einfluss dieser Gase auf die Kondensation sind ansatzweise modelliert, sind jedoch auf höhere Drücke bzw. Temperaturen auszudehnen.

Wirksamkeit von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

In den deutschen DWR-bezogenen Versuchsprogrammen UPTF-TRAM und PKL-III D/E wurden die experimentellen Grundlagen geschaffen, um thermohydraulische Phänomene im Zusammenhang mit Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zu erkennen und zu modellieren. Diese Erkenntnisse sind in der Entwicklung von 3D-Codes sowie zur weiteren Verbesserung der Systemcodes und in der abschließenden Validierung kontinuierlich umzusetzen.

4.2.2 Reaktorphysik für Leichtwasserreaktoren

Methodenentwicklung zur Bereitstellung nuklearer Wirkungsquerschnitte

Für die Behandlung sicherheitsrelevanter Probleme der Reaktorphysik sind sowohl die Rechenprogramme als auch die Daten der nuklearen Wirkungsquerschnitte selbst in hoher Qualität erforderlich. Besondere Anforderungen hierbei stellen die Analysen komplexer Anordnungen wie z. B. heterogen beladene Reaktorkerne oder teilzerstörte Kerne. Es werden aus weltweit verfügbaren Daten die neuesten und am besten gesicherten nuklearen Wirkungsquerschnitte zusammengetragen und durch komplexe ma-

thematische Verfahren so aufbereitet, dass sie als Basisdaten für Rechenprogramme der Kritikalitätsrechnung, Abbrandrechnung usw. verwendet werden können.

Der bisher erreichte Stand der Kenntnis über die nuklearen Wirkungsquerschnitte ist in der europäischen Bibliothek Joint Evaluated Fission and Fusion File JEFF-3.1 und dem amerikanischen Gegenstück Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VII zusammengefasst. Hierfür besteht eine breite Validierungsbasis für LWR Uran- und MOX-Brennstoff. Beim Übergang zu neuen Brennstoffkonzepten ist eine weitere Überprüfung der nuklearen Daten erforderlich.

Die Daten nuklearer Wirkungsquerschnitte werden durch Messungen und fortwährende Evaluierung ständig verbessert. In den neuen Datenbibliotheken werden mit den Kovarianzmatrizen auch Informationen zur Unsicherheit der Daten bereitgestellt. Die Aufbereitung der jeweils aktuellsten Wirkungsquerschnittsdaten für die eingesetzten und weiterentwickelten Rechenprogramme bleibt ein wichtiges Thema für die Zukunft.

Entwicklung zeitabhängiger Neutronentransportprogramme zur transienten Analyse von Reaktivitätsstörfällen

Es besteht das Ziel, die Ungenauigkeiten des Diffusionsansatzes bei der Analyse von Reaktivitätstransienten zu bewerten und möglicherweise durch Neutronentransportprogramme zu beseitigen. Letztlich sollen 3D-Transportmethoden für Kernberechnungen qualifiziert werden oder Transporteffekte in die vorhandenen Rechenprogramme integriert werden.

Es wurden Modelle entwickelt, die die Heterogenitätseffekte, die sich aus neuen Beladestrategien, Fahrweisen oder Störfallszenarien ergeben, berücksichtigen. Durch explizite Verwendung der zeitabhängigen Neutronentransportgleichung sollen sie so erweitert werden, dass sie auch zur Analyse von schnellen Transienten wie Reaktivitätsstörfällen geeignet sind. Dabei kommen zur Verkürzung der Rechenzeiten auch Näherungslösungen der Transportgleichung in Betracht.

Da der Ansatz mit der Neutronentransportgleichung mit mehreren Energiegruppen im Vergleich zur Neutronendiffusionsgleichung mit wenigen Energiegruppen die genauere

Rechenmethode ist, kann damit die Güte der einfacheren und schnelleren Methode überprüft werden.

Physik des Reaktorkerns bei erhöhtem Abbrand, Mischoxid-Brennstoff (MOX) und weiterentwickeltem Kernbrennstoff

Für den LWR werden neue Kernbrennstoffe diskutiert, um die vorhandenen Mengen an Plutonium und Minoren Aktiniden zu reduzieren. Dazu sind die Auslegung von geeigneten Brennelementen sowie deren Abbrandverhalten und die Reaktivitätskoeffizienten der Reaktorkerne zu untersuchen.

Die etablierten Programme der Reaktorphysik wurden im Hinblick auf die weitere Erhöhung des MOX-Einsatzes sowie die Erhöhung des Abbrandes und der Anreicherung wegen der damit unvermeidlich größer werdenden Heterogenitäten im Reaktorkern fortentwickelt. Höhere Abbrände erfordern auch die Entwicklung und Implementierung verbesserter Abbrandmodelle zur adäquaten Berücksichtigung von History-Effekten z. B. durch direkte Lösung der Nuklid-Bilanzgleichungen in den Kernberechnungs-Codes.

Ziel zukünftiger Forschungsarbeiten bleibt die Ermittlung und Bewertung der reaktorphysikalischen Sicherheitsaspekte, die durch weiteren Einsatz von MOX und Erhöhung des Abbrandes mit neuen Brennelementauslegungen in bestehenden und weiterentwickelten thermischen Reaktoren gegeben sind.

Einsatz von weiterentwickelten Kernbrennstoffen

Zur Reduktion der Mengen an Plutonium (Pu) und Minoren Aktiniden (MA) sind neue Brennelementauslegungen zu untersuchen. In diesem Zusammenhang wird der Einsatz von IMF (inert matrix fuel) diskutiert. IMF ist frei vom Brutstoff U-238, so dass im Betriebseinsatz in diesem Kernbrennstoff kein Plutonium erzeugt wird. Neben der Untersuchung der in einem zumindest partiell mit IMF beladenen Reaktor erzeugten Mengen an Pu und MA sind die veränderten dynamischen Eigenschaften zu analysieren.

Das betrifft sowohl die Reaktivitätskoeffizienten als auch den Wärmetransport aus dem Brennstoff in das Kühlmittel.

Methodenentwicklung zur online – Kernüberwachung

Zur Stärkung der präventiven Ebene des Defence-in-Depth - Konzeptes innerhalb der Leittechnik ist es wichtig, ein auf die Kerninstrumentierung gestütztes mitrechnendes Modell des Reaktorkerns zu entwickeln, das alle sicherheitsrelevanten Größen im Reaktorkern, auch die nicht direkt messbaren, errechnet. Hierdurch kann die Leittechnik unmittelbar situationsgerecht regelnd eingreifen und es können die Ansprechwerte des Kernschutzes situationsabhängig nahe am Prozessgeschehen geführt werden. Das Problem ist dabei zweifacher Art. Zum einen muss das Reaktorkernmodell gleichzeitig genügend schnell und hinreichend genau sein, zum anderen müssen die erforderlichen Softwarenachweise erbracht werden, die für den Einsatz in der Sicherheitsleittechnik gefordert werden. Darüber hinaus ist die Entwicklung adaptiver Methoden von Bedeutung, mit deren Hilfe das mitrechnende Kernmodell laufend an die tatsächlichen Entwicklungen der Anlage angepasst werden kann.

Weiterentwicklung von Monte-Carlo-Methoden u. a. in der Reaktordosimetrie

Die Monte-Carlo-Methode dient in der Reaktorphysik dazu, u. a. komplexe Zusammenhänge der Kritikalitätsberechnung, der Abbrandrechnung und der Fluenzberechnung zu analysieren und die zugrunde liegenden Abläufe im Detail zu simulieren. Hierbei stellen die großen Rechenzeiten für zahlreiche Anwendungen ein Problem dar. Zur Verkürzung der Rechenzeiten sind Anstrengungen zu unternehmen, sowohl durch Varianzreduktion und selbstoptimierende Monte-Carlo-Verfahren die Konvergenz zu beschleunigen als auch die Vorteile der Mehrrechner-technik zu nutzen.

Ein weiterer Trend ist die Kopplung von deterministischen Neutronentransportcodes mit Monte -Carlo Programmen um Abbrand- bzw. Abschirmungsprobleme für LWR zu untersuchen.

4.2.3 Spezielle Aspekte der Reaktorphysik

Weiterentwicklung und Verifikation der Kopplung neutronenkinetischer und thermohydraulischer Programme

Im Reaktorkern stehen die nuklearen Phänomene einerseits und die thermohydraulischen andererseits an jedem Ort und zu jedem Zeitpunkt in enger Wechselwirkung. Daher war es nur folgerichtig, mit dem Fortschritt der Rechnertechnik Programme der Reaktorphysik mit denen des Anlageverhaltens so zu koppeln, dass eine gleichzeitige Berechnung beider Phänomene möglich ist. Dabei wurden verschiedene Kopplungsstrategien entwickelt und entsprechende Codesysteme erstellt. Diese werden im internationalen Rahmen für DWR, SWR und WWER, z. B. durch OECD-Benchmarks, validiert. Die neuere Entwicklung ist, die Störfallberechnungen mit gekoppelten Codes durch systematische Unsicherheits- und Sensitivitätsuntersuchungen zu ergänzen.

Reaktivitätsstörfälle

Reaktivitätsstörfälle sind wegen des dynamisch schnellen Zeitablaufs und wegen der potenziell damit einhergehenden Gefahren in der auf Vermeidung und Beherrschung von Störfällen ausgerichteten Forschung besonders zu berücksichtigen. Typische Reaktivitätsstörfälle sind z. B. Auswurf eines Steuerstabes, Borverdünnungstransienten, ATWS (Anticipated Transients Without Scram)-Störfälle, Unterkühlungsstörfälle wie z. B. nach Leck im Frischdampfsystem und die neutronenkinetisch-thermohydraulische Instabilität beim SWR. Auch um diese Klasse von Störfällen zu simulieren, wurden thermohydraulische Systemcodes und nuklearkinetische Codes miteinander gekoppelt und in ersten Benchmarks validiert.

Untersuchung zur Rekritikalität bei der Kernzerstörung

Nach heutigem Sicherheitsverständnis in der Reaktorsicherheit wird auch die Beherrschbarkeit von Kernschmelzeunfällen betrachtet. Den meisten dieser Überlegungen ist die ausschließlich thermohydraulische Betrachtungsweise gemein, wobei die Kühlbarkeit der Schmelze und deren Wechselwirkung mit dem RDB betrachtet wird. Es

wird davon ausgegangen, dass während der Kernzerstörung nukleare Kettenreaktionen ausgeschlossen werden können. Diese Annahme muss überprüft werden, weil es in der Aufheizphase zu einem Schmelzen und Abfließen der Absorber- und Steuerstäbe bei noch intaktem Brennstabgitter kommen kann. Bei Flutung eines teilzerstörten Kerns mit teilabgeschmolzenen Steuerstäben könnte es zur Rekritikalität kommen. Bisher wurden mit Monte-Carlo-Programmen parameterartig Kritikalitätsbedingungen für Reaktorkerne verschiedenen Zerstörungsgrades, verschiedener Fragmentgröße, verschiedener Materialzusammensetzung und verschiedener Moderationsverhältnisse untersucht. Die Methodik wurde durch Nachrechnung einer großen Zahl von kritischen Experimenten bei unterschiedlichen neutronenphysikalischen Bedingungen und in internationalen Benchmark-Problemen qualifiziert. Da dies nicht abschließend sein konnte, sollte in Zukunft die systematische Untersuchung der Rekritikalität von Kernzuständen im Verlauf der Kernzerstörung fortgeführt werden.

4.2.4 Brennstab(-element)verhalten

Betriebsnahe Transienten

In deutschen DWR und SWR kommen zunehmend Brennelemente zum Einsatz, die sich durch längere Standzeiten im Kern, durch höhere Abbrände, durch geänderte Brennstoffzusammensetzung (MOX-, Gadolinium-Einsatz) und auch durch geänderte Hüllrohrlegierungen auszeichnen. Dieser Einsatz führt zu Veränderungen im Materialverhalten der Brennstäbe. Beispielsweise bewirkt die betrieblich bedingte Einlagerung von Wasserstoff ins Hüllrohr (Korrosion) als Folge einer langen Einsatzzeit des Brennstabs eine signifikante Veränderung der Hüllrohr-Materialeigenschaften. Die Bewertung der Hüllrohr-Standfestigkeit bei betrieblichen Transienten setzt voraus, dass diese Materialeigenschaften in den Analysewerkzeugen zur Nachweisführung (z. B. THAM-Methode) entsprechend berücksichtigt werden. Eine Weiterentwicklung dieser Analysewerkzeuge ist daher erforderlich.

Kühlmittelverluststörfall

Innerhalb der OECD NEA wird in den Arbeitsgruppen diskutiert, inwieweit die bestehende Praxis der Grenzwertsetzung für Kühlmittelverlust (LOCA) und Reaktivität (RIA) unter den sich ändernden Materialeigenschaften noch zulässig ist. Beispielsweise werden neue Riss-Propagations-Modelle im Zusammenhang mit korrodierten Brennstäben diskutiert, die andersartige Abhängigkeiten als bisher bekannt aufweisen. Bruchkriterien wären bei Beteiligung derartiger Korrosionsmechanismen neu zu definieren und hätten somit auch Auswirkungen auf die Bestimmung des Kernschadensumfangs bei einem Kühlmittelverluststörfall. Ferner zeigen die neueren LOCA-Untersuchungen an Hochabbrand-Brennstäben im HALDEN-Reaktor, dass axiales Nachsacken von Brennstoff in einem durch Innendruck ausgeweiteten Hüllrohr in erheblichem Umfang möglich ist. Dieses neu entdeckte Hochabbrand-Phänomen hat weitreichende Auswirkungen auf die Kühlbarkeit des Reaktorkerns unter LOCA-Bedingungen und wird künftige Nachweismethoden zum LOCA beeinflussen.

Ziel weiterer Forschungsarbeiten ist es daher, die Rechenmethoden zur Bestimmung des Brennstabverhaltens bei hohem Abbrand unter LOCA- und RIA-Bedingungen mit Blick auf die neuen Erkenntnisse zu ertüchtigen und anhand aktueller, international verfügbarer, experimenteller Untersuchungen zum Brennstabverhalten zu validieren. Hierzu werden zukünftig neue Erkenntnisse insbesondere aus den unter der Schirmherrschaft der OECD NEA durchgeführten internationalen Forschungsprojekten CABRI (schnelle Reaktivitätstransienten), HALDEN (Betriebstransienten und Bestrahlungsexperimente mit Korrosion) sowie SCIP (Integrität korrodierter Hüllrohre unter Störfallbelastung) erwartet.

4.2.5 Vorgänge bei Kernzerstörung und Schmelzerückhaltung

Weltweit werden Rechenprogrammsysteme zur Simulation des Ablaufs von Störfällen und Unfällen in wassergekühlten Kernkraftwerken entwickelt, um deren Abläufe und schadensbegrenzende oder schadensmindernde Notfallmaßnahmen bewerten sowie vorhandene Sicherheitsreserven quantifizieren zu können. Sowohl national als auch international wurden in den letzten Jahren verstärkt Arbeiten zur experimentellen Untersuchung und Modellierung der Folgen des Einfließens von Schmelze aus einem versagenden Reaktorkern ins untere Plenum (UP) des Reaktordruckbehälters (RDB)

durchgeführt. Dies kann je nach den Bedingungen des Abfließens zu einem Partikelbett oder einem Schmelzepool führen. Hauptziele der Untersuchungen sind die Beurteilung möglicher Kühlbarkeits- und Rückhaltepotenziale bzw. die Vorhersage eines eventuellen RDB-Versagens. Im Gegensatz zum Ablauf der frühen Kernzerstörungsphase, d. h. bis zum Beginn der Bildung von Kernschmelze, sind die Phänomene bei der späten Kernzerstörungsphase noch nicht hinreichend erforscht und in Rechenprogrammen modelliert.

Kernzerstörung – frühe Phase

Die Vorgänge der frühen Phase der Kernzerstörung, d. h. bis zur Bildung erster Blockaden, sind nach allgemeiner Auffassung ausreichend verstanden und modelliert. Unsicherheiten verbleiben noch hinsichtlich der Vorgänge bei einem Wiederfluten in dieser Phase, insbesondere bezüglich einer verstärkten Wasserstoffproduktion durch Oxidation. Die Kühlung durch Flutung einerseits sowie die Wärmefreisetzung durch Oxidation andererseits bestimmen das Ausmaß der Oxidation.

Zur besseren Quantifizierung der Wasserstoffproduktion während des Wiederflutens eines hoch erhitzten Kerns sind ergänzende experimentelle Arbeiten notwendig.

Kernzerstörung – späte Phase

Mit zunehmendem Ausmaß des Kernschmelzens, der Verlagerung von Schmelze und der Bildung von Blockaden durch wiedererstartetes Material in noch kühleren Bereichen verändert sich die geometrische Struktur des Reaktorkerns zu einem komplexen Gebilde. Dadurch verändert sich die Zugänglichkeit für die Dampfströme und bei einem Fluten auch für den Wasserzustrom.

Ab dieser Phase der Kernzerstörung dominiert damit die Fragestellung, ob bzw. bis zu welchem Zerstörungsgrad eine Kühlung und Rückhaltung der Schmelze im Kern noch möglich ist, wenn eine Aktivierung der Wassereinspeisung gelingt, oder nach welcher Zeit und in welcher Art ein Ausfließen von Schmelze aus dem Kern auftritt. Die Art des Ausfließens der Schmelze aus dem Kern bestimmt die Chancen der Kühlbarkeit oder

Zeiten der Rückhaltung im UP des RDB. Entscheidend für die hauptsächliche Sicherheitsfrage der Kühlbarkeit und Rückhaltung ist, wie viel geschmolzene Masse sich im Kern akkumulieren kann und wie diese schließlich ausfließt. Die seitliche Ausbreitung der Schmelze im Vergleich zur Verlagerung nach unten spielt dabei eine wesentliche Rolle.

Es wurden Modelle zur Simulation der fortgeschrittenen Kernschädigung und Kernzerstörung entwickelt. Die Modellierung des Schmelzens, Schmelzeflusses und Wiedererstarrens in zunehmend komplexer Struktur bedarf vor allem noch weiterer Untersuchungen.

Die Bildung eines Schmelzesees im Kern hängt von der Bildung einer ausreichend starken Kruste ab. Die Existenz und Dicke einer Kruste um einen See ist entscheidend bestimmt durch die Wärmeströme aus dem See und die Wärmeabfuhr. Es wurde ein vereinfachtes, empirisch angepasstes Modell entwickelt, das die Wärmeströme zum Rand flexibel berechnet. Unsicherheiten über das Ausfließen der Schmelze verbleiben besonders hinsichtlich der Entwicklung der Größe der Öffnung und der Strahlbildung nach Durchfließen und Aufschmelzen der unteren Gitterplatte.

Mit bestehenden Modellen können szenarioabhängig Schmelzeansammlungen im Kern sowie Ausfließvorgänge berechnet werden. Noch notwendige Überprüfungen und Weiterentwicklungen betreffen das vereinfachte Seemodell und die Beschreibung des Versagens und Ausfließens, z. B. über die untere Gitterplatte, die Wasserstoffbildung aus der Reaktion mit metallischen Anteilen, die Spaltproduktfreisetzung aus der Schmelze und die entsprechenden Transportprozesse im Fluid.

Kühlbarkeit des zerstörten Kerns

Zu jeder Phase des Unfallablaufs muss untersucht werden können, ob bei einer Wassereinspeisung die Kühlbarkeit wiederhergestellt werden kann oder wie eine solche Einspeisung den weiteren Verlauf beeinflusst. Daraus ergeben sich auch die Chancen der Rückhaltung der Schmelze im Kern.

Um Fragen zur Kühlbarkeit während der Kernzerstörung, also auch bei Zuständen mit geschmolzenen Anteilen, untersuchen zu können, wurden entsprechende Modelle entwickelt und mit anderen Modellen sowie experimentellen Ergebnissen verglichen.

Verlagerung ins untere Plenum und Wechselwirkung mit Restwasser: Schmelzerückhaltung im RDB

Die späteren Phasen von Unfällen mit Kernzerstörung werden durch das Verhalten der Schmelze im UP und die Integrität des RDB-Bodens geprägt. Das Ausfließen von Schmelze aus einem Schmelzesee im Kern erfolgt nach bisherigen Modellrechnungen vorrangig am oberen Rand des Sees und damit in begrenztem Strom. Dieser kann seitlich nach unten gerichtet sein oder sich über die untere Gitterplatte ergießen und verteilen. In aktuellen Modellen wird davon ausgegangen, dass sich die Schmelze als einzelner Strahl oder mehrstrahlig in das Restwasser des UP ergießt. Hierzu werden in Deutschland weitere Experimente geplant. Auch Fragen der Fragmentation und Schüttbettbildung sind weiter zu untersuchen.

Von sicherheitstechnischer Bedeutung sind als Folge der Fragmentation außerdem Verdampfungsspitzen in der Vermischungsphase sowie eine verstärkte Oxidation metallischer Anteile mit entsprechender Wasserstoffherzeugung.

Kühlbarkeit von Schüttungen im unteren Plenum, Bildung eines Schmelzesees

Nach der Bildung einer Schüttung am RDB-Boden, u. U. mit kompakten und geschmolzenen Anteilen, wird deren Kühlbarkeit zum zentralen Thema, sowohl hinsichtlich Verzögerungen bis zu einer Schmelzeseebildung als auch hinsichtlich der Kühlchancen, in Abhängigkeit von verlagerter Schmelzemasse und wieder hergestellter Einspeisung von Wasser. Das Potenzial hierzu vor Ausbildung eines großen Schmelzesees ist zu erkunden, um die aus einer Wassereinspeisung resultierenden Chancen auch noch in einer solchen späten Unfallphase einschätzen zu können.

Um die Strömungsbedingungen für komplexe, auch heterogene Bereiche und Verdichtungen enthaltende Schüttungskonfigurationen realistisch zu erfassen, ist der seitliche

Wasserzustrom in untere Schüttungsbereiche mindestens durch ein 2D-Modell zu beschreiben. Das 2-Fluid-Modell der Strömung muss sowohl Gleichstrom- als auch Gegenstrommuster beinhalten.

Die Korrelationen zur Berechnung des Wärmeübergangs- und des Reibungsdruckabfalls sind jedoch mit großen Unsicherheiten behaftet, sodass hierzu ein verstärkter Verifikationsbedarf besteht. Zu quantifizieren ist auch das Kühlspotenzial eines Dampfstromes durch Trockenzonen in der Schüttung, wenn Wasser unter diese Zonen vordringen kann.

Eine umfangreiche Datenbasis für die Entwicklung und Validierung von Modellen zur Kühlbarkeit von Schüttungen sowie zur Bildung eines Schmelzesees im UP steht aus zahlreichen Experimenten zur Verfügung.

Schmelzepool im unteren Plenum des RDB, Außenkühlung und RDB-Versagen

Größere Schmelzemassen im UP können durch thermisch-mechanische Belastung zum Versagen des RDB führen. Dies kann durch eine wirksame Außenkühlung verzögert oder auch vermieden werden. Auch mögliche Kühleffekte über dünne Spalte zwischen geschlossenen oder porösen Krusten und der RDB-Wand können zur Minderung der thermischen Belastung beitragen.

Die Entwicklung zum Schmelzesee einschließlich des Schmelzseeverhaltens wird im Allgemeinen vereinfacht modelliert. Die Modellierung sowohl zur Schmelzeseebildung als auch zum Wärmeübergang zwischen Schmelze und RDB muss noch experimentell abgesichert werden.

Im Rahmen dieser Problematik ist auch das Verhalten des Schmelzesees und der Wärmestromverteilung an der RDB-Wand aufgrund heterogener Schmelzestände von besonderer Bedeutung. Chemische Reaktionen können zu Schmelzpunktniedrigungen der RDB-Wand sowie zu Mischungslücken und daraus resultierender Phasenseparation und Schichtenbildung führen. Die Entwicklung entsprechender Modelle ist unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus den diesbezüglichen OECD- und ISTC-Projekten weiterzuführen.

Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkung (Dampfexplosion)

Falls bei einem Kernschmelzunfall größere Mengen Kernschmelze mit Wasser vermischt werden, kann eine Dampfexplosion erfolgen, durch die im Extremfall die Integrität des Sicherheitseinschlusses gefährdet wird. Um dies zuverlässig und nachprüfbar ausschließen zu können, sollen realistische obere Grenzen für Belastungen durch Dampfexplosionen (Druck-Zeit-Verläufe, Explosionsenergien) ermittelt werden. Der inhärenten Begrenzung der beteiligten Schmelze- und Wassermassen durch heftige, aber nicht explosive Verdampfung während der Vorvermischungsphase, die der eigentlichen Explosion vorangehen muss, kommt besondere Bedeutung zu. Dieser Effekt wird intensiv experimentell und theoretisch untersucht. Zur Beschreibung der Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkung stehen inzwischen Modelle zur Verfügung.

Verbliebene Unsicherheiten bezüglich der Vorvermischung von Schmelze und Kühlmittel sowie der einhergehenden schnellen Dampfbildung, die entscheidenden Einfluss auf das folgende Explosionsgeschehen haben, sollen durch Experimente des OECD-Projekts SERENA Phase 2 weiter untersucht werden.

4.2.6 Methodenentwicklung zur Bewertung der Aussagesicherheit von Rechenergebnissen auch im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf Realanlagen

Die Methodik SUSA (System zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse) zur quantitativen Bewertung der Aussagesicherheit von Rechenergebnissen ist weitgehend entwickelt. Sie wurde erfolgreich in mehreren thermohydraulischen Störfallanalysen eingesetzt. In einem Rechenprogramm werden Parameter verarbeitet, deren zutreffender Wert nur ungenau bekannt ist oder die prinzipiell stochastisch verteilt sind. Zu diesen ungenau bekannten Parameterwerten lässt sich der Kenntnisstand durch eine Verteilung ausdrücken. Werden diese Verteilungen berücksichtigt, erhält man auch Verteilungen für die Rechenergebnisse.

Dabei können insbesondere auch die Parameter mit dem größten Einfluss auf das Endergebnis der Rechnung ermittelt werden. Hierdurch ergeben sich auch Hinweise auf die Notwendigkeit zukünftiger Forschungsarbeiten zum Abbau der erkannten Unsi-

cherheiten. Mit den Verteilungen der Rechenergebnisse lässt sich der Abstand zu festgelegten Maximalwerten sicherheitstechnisch wichtiger Parameter bewerten.

Diese Methodik wird zunehmend auch auf die Vorgänge im Sicherheitsbehälter, auf dreidimensionale thermohydraulische Analysen sowie die Gebiete Brennstabverhalten und Reaktorphysik angewendet. Notwendige Arbeiten zur Weiterentwicklung, bzw. Optimierung der Methoden können sich aus dem Erfahrungsrückfluss ergeben.

4.3 Kernschmelze im Sicherheitsbehälter, Dampfexplosion, Wasserstoffverteilung, -verbrennung und Gegenmaßnahmen, Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter

Feststellung der Evaluierungskommission:

„Die Integrität des Sicherheitsbehälters, der letzten Barriere gegen den Austritt radioaktiver Stoffe in die Umgebung, ist auch für extrem unwahrscheinliche Unfallabläufe zu bewerten. Für deren realistische Einschätzung ist die Vertiefung heutiger Kenntnisse über den Ablauf von Stör- und Unfällen sowie über die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Maßnahmen zur Verhinderung unzulässiger Containmentbelastungen nötig“.

Tabelle 3 : Themenbereiche, Einzelthemen, Forschungseinrichtungen

Bild 7 : Personalprognose für Themenbereiche

Fachbereich „Kernschmelze im Sicherheitsbehälter, Dampfexplosion, Wasserstoffverteilung, -verbrennung und Gegenmaßnahmen, Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter“

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.3	Kernschmelze im Sicherheitsbehälter, Dampfexplosion, Wasserstoffverteilung, -verbrennung und Gegenmaßnahmen, Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter		
4.3.1	Simulationsprogramme (System- und Integralcodes)	COCOSYS	GRS
		ASTEC	FZK, GRS
4.3.2	Thermohydraulik im Sicherheitsbehälter	Kurzzeitphänomene	FZK, GRS
		Bildung und Auflösung einer Atmosphärenschtung	Becker, FZK, GRS, RUB
4.3.3	Öl- und Kabelbrand		Becker, GRS, IBMB
4.3.4	Wasserstoffverbrennung	Experimente und Modellierung	Becker, FZK, GRS
		Belastung und Lastabtragung von Strukturen des Sicherheitsbehälters	FZK, (GRS)
		Gegenmaßnahmen, insbesondere katalytische Rekombinatoren	Becker, FZJ, FZK
4.3.5	Nutzung der CFD-Modellierung		FZK, GRS
4.3.6	Kernschmelzeverhalten	Eintrag in den Sicherheitsbehälter	FZK, GRS
		Direct Containment Heating (DCH)	FZK, GRS
		Kernschmelzekühlung und -rückhaltung	FZJ, FZK, IKE
		Kernschmelze-Kühlmittel-Wechselwirkungen (Dampfexplosion)	FZK, IKE
		Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung	FZK, GRS

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.3.7	Spaltprodukt- und Aerosolverhalten	Einfluss der Thermohydraulik auf das Spaltprodukt- und Aerosolverhalten	GRS, RUB
		Spaltprodukt- und Aerosoleintrag in den Sicherheitsbehälter	GRS
		Einfluss transienter Ereignisse auf das Spaltprodukt- und Aerosolverhalten	Becker, GRS
		Spaltprodukt- und Aerosolfreisetzung aus einem Sumpf	Becker, GRS, RUB
		Spaltprodukt- und Aerosolfreisetzung aus einem Kernschmelze-Beton-Gemisch	FZK, GRS
4.3.7	Spaltprodukt- und Aerosolverhalten	Transport- und Ablagerungsverhalten von Spaltprodukten und Aerosolen	Becker, GRS, RUB
		Chemisches und Transportverhalten von Jod (und weiterer Elemente)	Becker, GRS
		Einfluss von Sprühsystemen auf das Spaltprodukt- und Aerosolverhalten, insbesondere auf Jod	Becker, GRS, RUB
4.3.8	Phänomene bzw. Prozesse mit spezifischer SWR-Relevanz		Becker, GRS, IKE
4.3.9	Methodenentwicklung zur Bewertung der Aussagesicherheit von Rechenergebnissen auch im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf Realanlagen		FZK, GRS

Tabelle 3: Forschungsschwerpunkte der Forschungseinrichtungen zum Fachbereich „Kernschmelze im Sicherheitsbehälter, Dampfexplosion, Wasserstoffverteilung, -verbrennung und Gegenmaßnahmen, Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter“

Kernschmelze im Sicherheitsbehälter, Dampfexplosion, Wasserstoffverteilung, -verbrennung und Gegenmaßnahmen, Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter

69

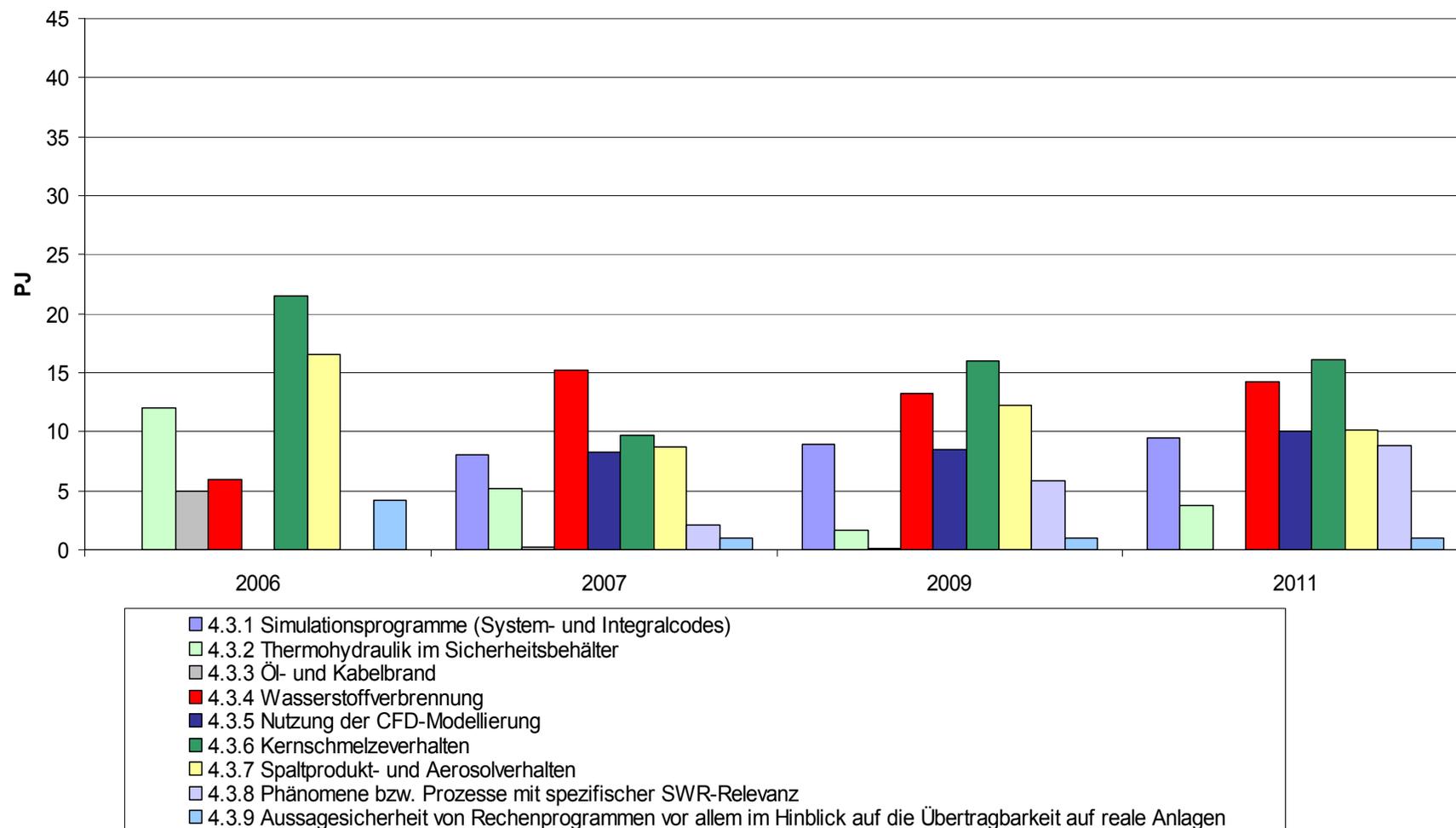


Bild 7: Personalprognose für Themenbereiche des Fachbereichs "Kernschmelze im Sicherheitsbehälter ..."

Bei schweren Störfällen und Unfällen in Leichtwasserreaktoren, bei denen radioaktive Stoffe aus dem Primärkreis freigesetzt werden, stellt der Sicherheitsbehälter die letzte Barriere gegen die Freisetzung der Radioaktivität in die Umgebung dar. Kommt es zu einer Freisetzung in die Umgebung, so wird der Radionuklid-Quellterm maßgeblich vom Verhalten der Radionuklide und Aerosole innerhalb des Sicherheitsbehälters bestimmt. Für die Beurteilung der Sicherheit von Kernkraftwerken sowie zur Bewertung und Festlegung von „Accident-Management“-Maßnahmen sind deshalb möglichst detaillierte Kenntnisse über die Vorgänge im Sicherheitsbehälter notwendig. Die störfall- bzw. unfallbedingten Vorgänge im Sicherheitsbehälter sind äußerst komplex, wobei es für eine Beschreibung erforderlich ist, alle wesentlichen Phänomene mit ihren Wechselwirkungen untereinander zu erfassen.

Im Rahmen von Risikobetrachtungen sind auch höchst unwahrscheinliche Störfallverläufe mit Freisetzungen von Kernschmelze in den Sicherheitsbehälter mitzubetrachten und ihre Auswirkungen zu quantifizieren. Dabei sind auch die Grenzen der Belastbarkeit des Sicherheitsbehälters und der mögliche Verlust seiner Funktionsfähigkeit zu ermitteln. Für den Fall des Verlustes der Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters ist der Quellterm für die Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung zu ermitteln.

Zur phänomenologischen Klärung der störfallbedingten Vorgänge in Sicherheitsbehältern wurden in der Vergangenheit zahlreiche experimentelle Forschungsarbeiten im Labor- und Technikumsmaßstab durchgeführt, die als Basis für die Entwicklung und Validierung komplexer Simulationsprogramme dienten. Mit Hilfe dieser Programme können die Sicherheit von Kernkraftwerken bei schweren Stör- und Unfällen beurteilt, „Accident-Management“-Maßnahmen bewertet und Sicherheitsnachweise für ausgewählte Störfallszenarien geführt werden.

In Deutschland wurden und werden neben Labor- und Einzeleffektversuchen große experimentelle Vorhaben zur Untersuchung integraler Abläufe durchgeführt.

Trotz des hohen Kenntnisstandes bezüglich der sicherheitsrelevanten Phänomene und deren Modellierung in den Simulationsprogrammen sind noch Kenntnislücken vorhanden, die die Genauigkeit der Quantifizierung des verbleibenden Risikos einschränken und somit Gegenstand weiterer Forschungstätigkeiten sein werden.

4.3.1 Simulationsprogramme (System- und Integralcodes)

COCOSYS

Seit 1994 wird das Containment-Code-System (COCOSYS) entwickelt. COCOSYS beruht weitgehend auf mechanistischen Modellen und dient der umfassenden Simulation aller wesentlichen Vorgänge und Zustände während schwerer Unfälle im Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, wobei abdeckend auch Auslegungsstörfälle simuliert werden können. Ein wichtiger Gesichtspunkt ist dabei die weitgehende Berücksichtigung der Wechselwirkungen zwischen den verschiedenen Phänomenen, wie z. B. Thermohydraulik, Wasserstoffverbrennung, Aerosol- und Nuklidverhalten sowie Schmelzeverhalten.

Zahlreiche Rechnungen und Vergleiche bei nationalen und internationalen Benchmarks zeigen, dass COCOSYS in seiner Gesamtheit zwar einen hohen Entwicklungsstand besitzt (auch im internationalen Vergleich), dass aber einige Module bzw. Modelle noch deutliche Defizite aufweisen. Auch eine Überarbeitung der Programmstruktur und die Harmonisierung einzelner Modelle sind notwendig.

Die Module zur Simulation der Thermohydraulik und des Aerosolverhaltens sind vom Modell her und auch programmtechnisch am weitesten entwickelt. Transport und Verhalten von Aerosolen und Spaltprodukten in der Atmosphäre sind dabei weitgehend verstanden und untersucht; die Modellierung des Jodverhaltens ist im internationalen Vergleich zwar weit fortgeschritten, bedarf jedoch noch weiterer experimenteller und analytischer Entwicklung und Absicherung. Bei der Modellierung des Schmelzeverhaltens sind sowohl modell- als auch programmtechnisch intensive Weiterentwicklungen notwendig.

Schwerpunkte in der COCOSYS-Modellerweiterung bzw. -entwicklung lagen in den letzten Jahren z. B. bei der Berücksichtigung von Sprühsystemen, Erweiterungen bei der Simulation von Verbrennungsvorgängen, Neuentwicklungen zum Schmelzeverhalten, der Verbesserung von Kopplungen, der Beseitigung von Inkonsistenzen und den Erweiterungen des Anwendungsbereichs. Daneben wurde ein Modul in COCOSYS eingebunden, mit dem Vorgänge während der Freisetzung von Kernschmelze aus dem Reaktordruckbehälter simuliert werden können. Neben den durchgeführten Entwicklungsarbeiten wurden umfangreiche Validierungs- und Anwendungs-

rechnungen durchgeführt, um die Simulationsgüte des Codes darzustellen und um Schwachstellen in der Programmentwicklung aufzuzeigen, die zu beheben sind.

ASTEC

Der Integralcode ASTEC, der in deutsch-französischer Zusammenarbeit entwickelt wird, beruht teilweise auf vereinfachten Modellen und Korrelationen. Mit diesem Code soll der Gesamtablauf von Störfällen und Unfällen (Reaktorkühlkreislauf und Sicherheitsbehälter) vom auslösenden Ereignis bis zur Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter an die Umgebung simuliert werden. Mit der Möglichkeit der Thermo-hydrauliksimulation auch in der Phase vor der Kernfreilegung steht seit 2002 die erste „Vollversion“ von ASTEC zur Verfügung (ASTEC V1). Mit der im Dezember 2006 freigegebenen Version können die wesentlichen Phänomene bei Störfällen und Unfällen (außer Dampfexplosion und Brand) simuliert werden.

Bedeutende Entwicklungsarbeiten der letzten Zeit betrafen vor allem die Erhöhung der numerischen Robustheit, verbesserte Modellierung zur Freisetzung flüchtiger Spaltprodukte, die Simulation des Wiederflutens eines intakten oder leicht-zerstörten Kerns (d. h. ohne Auflösung der Brennstabgeometrie) sowie den Einbau eines neuen Schmelze-Beton-Wechselwirkungsmoduls.

Ein wichtiges Entwicklungsziel weiterer Arbeiten stellt die derzeit laufende Erweiterung der Anwendung auf Siedewasserreaktoren dar. Dazu müssen SWR-typische Komponenten in ASTEC abgebildet werden. Notwendige Modellerweiterungen müssen spezifiziert und umgesetzt werden.

4.3.2 Thermohydraulik im Sicherheitsbehälter

Kurzzeitphänomene

Unter Kurzzeitphänomenen versteht man die Strömungsvorgänge im Sicherheitsbehälter nach einem großen Bruch einer Kühlmittelleitung innerhalb der ersten etwa 100 Sekunden. Sie sind geprägt von großen Unsicherheiten bezüglich der weiteren Verteilung

von flüssigem Wasser, Dampf und nichtkondensierbaren Gasen vom Bruchraum in seine Umgebung. Diese zum Auslegungsbereich einer Anlage gehörenden Phänomene sind insbesondere für die Ermittlung von Druckdifferenzen zwischen benachbarten Räumen von Bedeutung.

Bildung und Auflösung einer Atmosphärenschtichtung

Im Sicherheitsbehälter können sich atmosphärische Schichtungen z. B. durch unterschiedliche Temperaturniveaus oder durch Gase verschiedener Dichte (z. B. Einströmen von Wasserstoff) bilden. Kenntnisse zur Bildung und Auflösung von Atmosphärenschtichtungen sind für die Simulation möglicher Wasserstoff-Verbrennungen als auch zur Simulation des Spaltprodukt- und Aerosoltransports im Sicherheitsbehälter notwendig.

Das Internationale Standardproblem ISP-47 hat gezeigt, dass mit den benutzten Rechencodes die Vorgänge bei der Bildung und Auflösung atmosphärischer Schichtungen nur zum Teil adäquat nachgebildet wurden, und dass die Phänomene hierzu noch nicht vollständig verstanden sind. Weitere Experimente sind vorgesehen, mit denen ein verbessertes Verständnis der Vorgänge bei der Bildung und Auflösung von Leichtgas-Schichtungen erreicht und weitere Messdaten bereit gestellt werden sollen.

4.3.3 Öl- und Kabelbrand

Aufgrund der in einem Kernkraftwerk vorhandenen Brandlasten (insbesondere Öl und Kabel) und potenziellen Zündquellen muss auch in Kernkraftwerken mit Bränden gerechnet werden. Öl- und Kabelbrände können dabei zu Beeinträchtigungen sicherheitstechnisch wichtiger Systeme und Komponenten führen. Zur Bewertung und Verbesserung von Brandschutzmaßnahmen, zur Untersuchung und Abschätzung von Brandwirkungen auf Systeme und Komponenten und zur Beurteilung des brandbedingten Einflusses auf die Freisetzung von radioaktiven Stoffen ist der Einsatz von aussagefähigen und qualifizierten Simulationscodes erforderlich.

Für die Optimierung des Brandschutzes in deutschen Kernkraftwerken werden 3D-Simulationsprogramme entwickelt, mit denen Vorschläge für verbesserte Brandbekämpfungskonzepte erarbeitet werden können. Benchmark-Rechnungen haben allerdings gezeigt, dass es derzeit mit keinem der verfügbaren Brandmodelle möglich ist, brandbedingte Wärme- und Rauchausbreitung und die daraus resultierenden Einwirkungen auf sicherheitsrelevante Objekte mit hinreichender Genauigkeit zu simulieren.

Im Rahmen des OECD-PRISME-Projekts werden Experimente durchgeführt, bei denen insbesondere die Rauch- und Wärmeausbreitung untersucht wird. Auf der Basis der hierbei ermittelten Ergebnisse sind neben Code-Validierungsarbeiten auch Modellverbesserungen vorzusehen.

4.3.4 Wasserstoffverbrennung

Experimente und Modellierung

Eine Verbrennung des im Verlauf von schweren Störfällen freigesetzten Wasserstoffs kann mit ihren erheblichen, schnellen Druckanstiegen die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters infrage stellen, insbesondere bei Umschlag in eine Detonation. Besonderes Augenmerk ist deshalb auf die Implementierung sog. DDT-(Deflagration Detonation Transition-) Kriterien zu legen. Lumped parameter und 3-dimensionale CFD-Verbrennungsmodelle sind deshalb in Hinblick auf die Beeinflussung der Verbrennungsgeschwindigkeit durch die räumlichen Verhältnisse im Sicherheitsbehälter (Raumverzweigungen, Zusammenlaufen von Flammenfronten, Freistrahzündung usw.) fortzuentwickeln und zu validieren.

So wird z. B. der Anwendungsbereich von CFD-Codes für schnelle turbulente Verbrennung (z. B. COM3D) erweitert durch Modelle für Löschvorgänge, konvektiven Wärmeverlust, Porosität und Übergang von laminarer zu turbulenter Flamme. Weiter ist die Validierung für magere Gemische und H_2 -Gradienten noch erforderlich.

In diesem Zusammenhang sind analytische und unterschiedlich skalierte experimentelle Untersuchungen zur realistischeren Einschätzung des Gefährdungspotenzials von Wasserstoff-Dampf-Luft-Gemischen vorzusehen. Dabei sind insbesondere die Über-

gangsprozesse hin zur schnellen turbulenten Deflagration und schließlich zur Detonation zu untersuchen. Dabei sind Kriterien für Flammenbeschleunigung und Detonationsübergang auch für Gemische mit Konzentrationsgradienten zu ermitteln. Weitere Experimente zur Wasserstoffverteilung, Rekombinatorverhalten und zur Wasserstoffdeflagration sind notwendig.

Belastung und Lastabtragung von Strukturen des Sicherheitsbehälters

Bei stehenden Flammen besteht insbesondere das Risiko thermischer Belastungen, während bei schnellen Verbrennungen die mechanischen Belastungen vorwiegen, die zum Versagen von Containment-Strukturen führen können. Dabei sind die Unterschiede in den Containment-Strukturen, die je nach Reaktortyp aus Stahl oder aus Stahlbeton mit bzw. ohne Vorspannung bestehen, bezüglich der Versagensmechanismen und der Versagenskriterien zu beachten (siehe Kapitel 4.1.1).

Zur Bestimmung der Belastungen und zur Integritätsbewertung von Containment-Strukturen sind zukünftig thermohydraulische und strukturmechanische Analysemodelle zu koppeln.

Gegenmaßnahmen, insbesondere katalytische Rekombinatoren

Aufgrund einer RSK-Empfehlung wurden die meisten DWR-Containments mit katalytischen Rekombinatoren nachgerüstet. In experimentellen Untersuchungen und mit der Entwicklung und Validierung von Modellen wurden Rechenwerkzeuge bereitgestellt, mit denen die Leistungsfähigkeit von Katalysatoren unter verschiedenen Störfall-Bedingungen nachgewiesen wurde.

Für die sicherheitstechnische Beurteilung ist es notwendig, die Auswirkungen katalytischer Rekombinatoren auf andere Zustandsgrößen im Sicherheitsbehälter zu ermitteln, wie z. B. die Freisetzung von gasförmigem Jod aus Aerosolpartikeln, Änderungen des Aerosolgrößenspektrums, der Konvektionsbedingungen und Feuchte in der Atmosphäre. Dabei ist auch die Möglichkeit einer Zündung des Gemisches an einem überhitzten Katalysator bei massiven Wasserstoff-Freisetzungen zu berücksichtigen. Wegen der

Komplexität der Vorgänge sind dazu experimentelle Untersuchungen und Modellentwicklungen zur Aufklärung der im Inneren von Rekombinatoren ablaufenden Vorgänge hinsichtlich der Reaktionskinetik, der Temperaturverteilung, des Stoff- und Wärmetransports sowie der Fluidodynamik durchzuführen. Zurzeit werden hierzu experimentelle und analytische Untersuchungen durchgeführt.

Mittelfristig sind weitere Versuche zur Bildung flüchtigen Jods aus Aerosolpartikeln wie CsI im Rekombinator durchzuführen, um deren Beitrag zum Spaltproduktquellterm belastbar zu quantifizieren.

4.3.5 Nutzung der CFD-Modellierung

Bei den „lumped parameter“ (LP)-Codes wird die Impulsgleichung nicht berücksichtigt, so dass Einschränkungen bei der Simulation lokaler Geschwindigkeitsfelder und sog. Jetströmungen bestehen. Einschränkungen bei den CFD-Codes sind der große Aufwand (und damit auch verbunden die hohe Rechenzeit) bei der Erstellung eines umfangreichen Gitternetzes sowie Defizite bei der Modellierung von Zweiphasenströmungen und der Turbulenz.

Um die grundsätzlichen Einschränkungen von LP-Codes zu überwinden und die Vorteile von CFD-Codes zu nutzen, sind in der Vergangenheit erste Kopplungen zwischen beiden Modellierungsarten vorgenommen worden. Dabei zeigten sich ausgeprägte numerische Schwingungen, die auf die Nutzung unterschiedlicher Stoffwert Routinen zurückzuführen sind. Um die Vorteile der CFD-Programme dennoch zu nutzen, werden zurzeit separate CFD-Rechnungen favorisiert, wobei die daraus erhaltenen Ergebnisse als Eingangsgrößen für LP-Codes genutzt werden können.

Erste Erfahrungen mit CFD-Codes liegen mit Rechnungen zur Gasvermischung, zur H₂-Verbrennung in verschiedenen Raumanordnungen, für Kerosinbrände, für Zirkulationsströmungen im Sumpf des Reaktorgebäudes während des Nachkühlbetriebs und für die Thermohydraulik eines „Confinements“ russischer Bauart vor. Ergebnis dieser Rechnungen ist, dass CFD-Codes zweifellos ein hohes Potenzial zur räumlich detaillierten Analyse der Prozesse besitzen, es aber noch gezielter Weiterentwicklung und erheblicher Validierungsarbeiten bedarf, um zu belastbaren Aussagen zur Reaktorsicherheit zu kommen.

Arbeiten zur gezielten Weiterentwicklung von CFD-Codes sind für die Anwendung im Sicherheitseinschluss notwendig.

4.3.6 Kernschmelzeverhalten

Eintrag in den Sicherheitsbehälter

Beim Schmelzeeintrag in den Sicherheitsbehälter sind die Fälle mit erhöhtem RDB-Innendruck und (durch AM-Maßnahmen angestrebter) Druckentlastung vor dem RDB-Versagen zu unterscheiden. Während unter erhöhtem Innendruck im RDB ausgeworfene Schmelze lokale Schäden an Einbauten und insbesondere direkt am Sicherheitsbehälter hervorrufen kann (DCH: Direct Containment Heating) sowie eine unkontrollierte anfängliche Verteilung der Schmelze in der Reaktorgrube und im Sicherheitsbehälter bewirkt, sind beim Ausströmen von Schmelze aus einem versagenden RDB nach Druckentlastung des Primärkreislaufs moderatere und gleichmäßigere Verlagerungsvorgänge zu erwarten. DCH wird im folgenden Unterkapitel behandelt, während sich hier die weitere Darstellung an einem drucklosen Schmelzeeintrag orientiert.

Bei ungenügender Fragmentierung und unzureichender Wasservorlage bzw. -zufuhr und daraus folgendem Versagen der Kühlung kommt es verzögert wieder zum Aufschmelzen des Kernmaterials und zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung. Zentrale Sicherheitsfragen betreffen dann das Durchschmelzen des Beton-Fundaments hinsichtlich Zeitdauer und Versagensbereichen sowie den Druckaufbau durch Gasfreisetzung aus der Beton-Schmelze-Wechselwirkung und die Spaltproduktfreisetzung in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters (s. Abschnitt Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung). Schließlich sind mögliche Accident-Management-Maßnahmen und ihre Chancen zu bewerten, besonders die Wiederherstellbarkeit einer Kühlung durch Wasser und damit die Rückhaltung der Schmelze im Sicherheitsbehälter.

Direct Containment Heating (DCH)

Die Vorgänge im Zusammenhang mit dem Schmelzeintrag in den Sicherheitsbehälter haben einen entscheidenden Einfluss auf den weiteren Unfallablauf. Art und Weise des RDB-Versagens, die Geometrie der Reaktorgrube und vor allem der Druck, unter dem die Kernschmelze in den Sicherheitsbehälter eintritt, beeinflussen den Fortgang des Störfalls massiv. Abhängig vor allem vom Druck verteilt sich die Kernschmelze räumlich im Sicherheitsbehälter und wechselwirkt mit seiner Atmosphäre. Eine umfassende Behandlung aller Phänomene, welche für die fundierte Einschätzung von Gefahrenpotenzialen und von Rückhaltungsmöglichkeiten entscheidend ist, ist erforderlich.

Für bestimmte Geometrien existierender Reaktoren wurden und werden experimentell und analytisch die verschiedenen Aspekte der Schmelzedispersion und der direkten Aufheizung (Direct Containment Heating, DCH) bei moderatem Versagensdruck und verschiedenen Versagensarten untersucht. Erst nach genauer Analyse der möglichen Gefährdungen durch die dispergierte Schmelze können Schutz- und/oder Gegenmaßnahmen vorgeschlagen werden.

Kernschmelzekühlung und –rückhaltung

Begrenzte Kühlungs- und Rückhalte-Optionen sind bereits konstruktionsbedingt und in „accident management“ (AM)-Maßnahmen angelegt. Bereits beim Aufschmelzen von Beton wird Wärme gebunden. Bei einem Fluten mit Wasser von oben als AM-Maßnahme werden aus dem Zusammenwirken von Krustenbildung und Gasfreisetzung aus der Schmelze/Beton-Wechselwirkung erhebliche Kühleffekte erwartet. Als Mechanismen hierfür werden insbesondere ein wiederholtes eruptives Auswerfen von Schmelze infolge Druckaufbaus unter der Kruste („Vulkan-Effekt“) oder ein kontinuierlicher Prozess von Entrainment von Schmelze im Gasstrom und Ausströmen durch Öffnungen in der Kruste angesehen. Bei beiden Prozessen wird mit der Bildung von kühlbaren Schüttungen auf der Kruste gerechnet. Weitere Mechanismen in der Diskussion sind ein Eindringen von Wasser über Risse in der Kruste und ein wiederholtes Aufbrechen gebildeter Krusten mit folgendem Wasserzustrom zur flüssigen Schmelze nach Absenkungen des Schmelzespiegels infolge der Beton-Erosion. Diese Effekte und Kühlwirkungen waren Gegenstand der MACE-Experimente bei ANL und werden dort in fortgesetzten Experimenten im Rahmen des OECD-MCCI-2 Vorhabens weiter unter-

sucht. Eine ausreichende Kühlung war allerdings in diesen Experimenten mit prototypischem Material bisher nicht belegbar. Insgesamt bleiben die erörterten Mechanismen mindestens hinsichtlich ihrer anhaltenden Wirkung und ihrer Effektivität für eine Gesamtkühlung fraglich. Für begrenzte Schmelzmassen könnte allerdings eine ausreichende Kühlung erreicht werden.

Durch konstruktive Maßnahmen kann eine Rückhaltung und Kühlung von Schmelze im Sicherheitsbehälter erreicht werden, soweit eine bestimmte Schmelzeschichtdicke nicht überschritten wird. Die darauf abzielenden Konzepte unterscheiden sich grundlegend darin, ob eine rasche Kühlung und Erstarrung der Schmelze erreicht wird oder ein sicherer Einschluss der Schmelze mit ausreichender Kühlung am Rand, wodurch ein Durchschmelzen vermieden wird.

Zu diesem Themenkomplex wurden in Deutschland umfangreiche experimentelle und analytische Arbeiten durchgeführt. Internationale experimentelle Untersuchungen konzentrieren sich auf das Langzeitverhalten von Kernschmelzen im Betonfundament sowie auf Auswirkungen von Gegenmaßnahmen zur Erreichung der Kühlung und schnellen Erstarrung.

Für die Abläufe im RDB liegen Modelle und Codes zur Schüttnbettbildung in einem Wasserpool durch Fragmentierung von Schmelzestrahlen und zur Schüttnbettkühlung vor.

Kernschmelze-Kühlmittel-Wechselwirkungen (Dampfexplosion)

Ein wichtiger Aspekt im Rahmen von umfassenden Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke ist die sicherheitstechnische Bewertung der bei einem Unfall mit Kernschmelzen auftretenden Wechselwirkung des geschmolzenen Kernmaterials mit dem Wasser innerhalb des Reaktordruckbehälters (in-vessel-Dampfexplosion) bzw. die Wechselwirkung der aus dem RDB ausströmenden Kernschmelze mit dem Wasser in der Reaktorgrube des Sicherheitsbehälters (ex-vessel-Dampfexplosion). Eine solche Dampfexplosion kann den Ablauf eines Unfalls erheblich verschärfen. Die hauptsächliche Fragestellung hierbei ist, ob eine so starke Dampfexplosion auftreten kann, dass wesentliche Strukturen oder gar der Sicherheitsbehälter erheblich beschädigt werden können. Zerstörungen umgebender Wände könnten bereits das Sicherheitsziel der Kühlung im tiefen Wasserpool gefährden.

Die in der ersten Phase des OECD-Projekts SERENA und im Rahmen von SARNET durchgeführten Rechnungen zu Reaktorszenarien weisen insgesamt auf starke Einschränkungen der Explosionsstärke hin. Diese ergeben sich aus den Szenarien selbst (begrenzter Massenstrom ins Wasser), den Begrenzungen in der Grob-Fragmentierung (z. B. nur teilweises Aufbrechen dickerer Schmelzestrahlen), dem sich einstellenden hohen Dampfgehalt, besonders bei relativ kleinen Schmelzetröpfen aus der Fragmentierung von Corium-Schmelzestrahlen, den Einschränkungen der Feinfragmentierung in Druckwellen in der Explosionsphase und der Abschwächung solcher Wellen bei 2D/3D-Ausbreitung und Reflexion an freien Grenzflächen.

Zur Klärung der sicherheitstechnisch bedeutsamen, weiterhin offenen Fragen zur Void-Bildung in Vorvermischungen, zur Verteilung von Schmelzetröpfen in der Mischung und zu ihrer Abkühlung sollen im geplanten OECD-Projekt SERENA-2 spezifische experimentelle Untersuchungen erfolgen. Auf der Grundlage der experimentellen Ergebnisse sind die Modelle zu überprüfen.

Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung

Im Fall eines RDB-Versagens im Verlauf eines Unfalls gelangt Kernschmelze in die Reaktorkaverne, wo diese dann mit den Betonstrukturen reagiert. Die heute verbesserten Kenntnisse über Erstarrungsvorgänge in mehrkomponentigen Schmelzen lassen eine bessere Beschreibung des Langzeitverhaltens von Schmelzen zu. Obwohl umfangreiche experimentelle und analytische Arbeiten zu dieser Thematik durchgeführt wurden, sind weitere Untersuchungen erforderlich, um bei Reaktorunfällen mit Kernschmelzeausbreitung im Sicherheitsbehälter mittel- und langfristige thermo-chemische Lasten auf das Containment genauer zu quantifizieren und damit denkbare Unfallabläufe realistischer bewerten zu können.

Mit den Arbeiten im Rahmen des OECD-MCCI-Projekts wurden die Kenntnisse zum Komplex des ex-vessel-Schmelze-Verhaltens, speziell zur Krustenbildung, zur Kühlmöglichkeit der Schmelze und zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung gezielt erweitert. Großmaßstäbliche 2D-Experimente zur Erosion von Beton (silikatischer Beton und Kalksteinbeton) durch Schmelze wiesen allerdings deutlich unterschiedliche Erosionsprofile auf. Entsprechende Langzeitversuche zur 2D-Erosion sind im MCCI-Anschlussvorhaben (OECD-MCCI-2) zur Klärung dieses Phänomens vorgesehen.

Im Rahmen laufender nationaler Laborversuche werden die Gesetzmäßigkeiten bei der Wechselwirkung von Oxid-/Metall-Mischschmelze mit Beton untersucht. Weitere Laborversuche umfassen Experimente mit nachbeheizten, prototypischen Schmelzen in zweidimensionaler Geometrie.

Zielsetzung der Codeentwicklungsarbeiten ist es, aufbauend auf einer Auswertung der aktuell laufenden und zukünftigen experimentellen Programme die Unsicherheiten in den Rechenergebnissen zu reduzieren.

4.3.7 Spaltprodukt- und Aerosolverhalten

Zur Beurteilung des radiologischen Quellterms für eventuelle Freisetzungen aus dem Sicherheitsbehälter (Undichtigkeiten, gezielte Druckentlastung oder Behälterversagen) sind die Kenntnis des Spaltproduktverhaltens und der Spaltproduktverteilung im Sicherheitsbehälter und deren zeitlicher Verlauf notwendig. Hierbei bestehen zurzeit noch teilweise erhebliche Unsicherheiten.

Hier ist in Deutschland insbesondere die vielseitig einsetzbare ThAI-Versuchsanlage zu nennen, in der Experimente im Technikummaßstab z. B. zum Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter, zum Jod-Transportverhalten, zu Aerosolen und Wasserstoff und zur Thermohydraulik unter störfalltypischen Bedingungen durchgeführt wurden und auch im Rahmen eines OECD-Projekts weiter fortgesetzt werden.

Einfluss der Thermohydraulik auf das Spaltprodukt- und Aerosolverhalten

Das Verhalten der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter und damit auch das Ausmaß möglicher radioaktiver Freisetzungen in die Umgebung eines Kernkraftwerkes bei schweren Unfällen werden entscheidend von den im Sicherheitsbehälter herrschenden thermohydraulischen Randbedingungen beeinflusst. International und national wurden und werden zu dieser Thematik umfangreiche experimentelle und analytische Arbeiten durchgeführt. Weitere Arbeiten sind hier vorrangig für die Weiterentwicklung und Absicherung von CFD-Codes sowie zur Validierung von Systemcodes erforderlich.

Spaltprodukt- und Aerosoleintrag in den Sicherheitsbehälter

Bei Unfällen in Leichtwasserreaktoren mit Schädigung der Brennstabhüllen und Freisetzung von Spaltprodukten aus den Brennstäben werden radioaktive Substanzen in den Primärkreis abgegeben, die bei Leckagen in den Sicherheitsbehälter gelangen können. Der Eintrag der Spaltprodukte/Aerosole in den Sicherheitsbehälter bestimmt dabei im hohen Maße den weiteren Störfallablauf. Entsprechende Modelle müssen anhand ausgewählter experimenteller Ergebnisse z. B. aus dem PHEBUS-FP-Programm validiert werden.

Einfluss transienter Ereignisse auf das Spaltprodukt- und Aerosolverhalten

Die wenigen vorliegenden experimentellen Informationen zu einer Reihe von Phänomenen wie High Pressure Melt Ejection (HPME), Direct Containment Heating (DCH), Wasserstoffverbrennung sowie trockene Resuspension sind für eine analytische Beschreibung zukünftig zu nutzen bzw. wurden teilweise schon genutzt (zu DCH siehe auch unter Kap. 4.3.7 „Kernschmelzeverhalten“).

Mittels kleinmaßstäblicher Experimente wurde z. B. das Resuspensionsverhalten zuvor abgelagerter Aerosole durch transiente Strömungsimpulse gezielt untersucht. Dabei wurde z. B. eine Datenbasis wichtiger Einflussparameter auf die Resuspension aufgestellt, zeitaufgelöste Partikelgrößenverteilungen und Partikelkonzentrationen in der Gasphase ermittelt und für den relativen Gesamtpartikelabtrag empirisch die Abhängigkeit von der Aerosolträgerneigung und der maximalen Anströmgeschwindigkeit dargestellt. Größermaßstäbliche Versuche zur Aerosol-Resuspension infolge Wasserstoffdeflagration wurden in der ThAI-Anlage durchgeführt. Dabei wurden erhebliche Mengen des abgelagerten Aerosolmaterials freigesetzt. Weitere Untersuchungen im größeren Maßstab sind hinsichtlich trockener und nasser Resuspension erforderlich.

Spaltprodukt- und Aerosolfreisetzung aus einem Sumpf

Die in Wasservorlagen wie z. B. dem Sumpf vorliegenden gelösten oder suspendierten Spaltprodukte können beim Siedevorgang durch Tröpfchenmitriss in den Sicherheitsbehälter ausgetragen werden. Insbesondere dann, wenn die Integrität des Sicherheits-

behälters über mehrere Tage aufrechterhalten wird, und sich dabei die Aerosolkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre um mehrere Größenordnungen verringert, kann selbst ein kleiner Tröpfchenmitriss die Aktivitätskonzentration im Sicherheitsbehälter stark beeinflussen.

Analytische Modellansätze zur Freisetzung zuvor in Flüssigkeiten gelöster Spaltprodukte als Funktion in den Sumpf eingeleiteter Gasmengen und des vorliegenden Blauspektrums an der Flüssigkeitsoberfläche wurden z. B. im Zusammenhang mit der Entwicklung des Codes RECOM erarbeitet. Aufgrund unzureichender Skalierungen der bisherigen experimentellen Untersuchungen auf diesem Gebiet ist die Belastbarkeit dieser Modellansätze allerdings noch begrenzt. Aktuelle Experimente zur Spaltprodukt-Freisetzung aus einem siedenden Sumpf wurden vor kurzem im Rahmen der ThAI-Versuche durchgeführt. Der festgestellte Mittriss einer großen Anzahl sehr kleiner Tropfen zeigt, dass dieser Effekt einen wesentlichen Beitrag zum luftgetragenen Spaltproduktinventar, insbesondere im Spätstadium eines Unfalls liefern kann. Weitere Untersuchungen sind hierzu erforderlich.

Bei der Ermittlung der Freisetzung von Spaltprodukten aus Wasservorlagen sind auch Rückhalteeffekte, die sehr effektiv sein und einen großen Einfluss auf die Spaltproduktverteilung im Sicherheitsbehälter haben können, zu berücksichtigen. Die hierzu entwickelten Modelle bedürfen weiterer experimenteller Absicherungen. Die Bereitstellung genauerer Messwerte mit Hilfe der aktuellen Aerosolmesstechnik ist nötig, um diese Unsicherheiten abzubauen.

Spaltprodukt- und Aerosolfreisetzung aus einem Kernschmelze-Beton-Gemisch

Die Freisetzung von Gasen, Aerosolen und Spaltprodukten aus der Kernschmelze wird entscheidend vom weiteren Schmelzeverhalten, insbesondere der Beton-Schmelze-Wechselwirkung, beeinflusst. Hinsichtlich der Spaltprodukt- und Aerosol-Freisetzung aus einem Kernschmelze-Beton-Gemisch besteht noch weiterer Forschungsbedarf.

Transport- und Ablagerungsverhalten von Spaltprodukten und Aerosolen

Zur Ermittlung des zeitlichen Verlaufs der Spaltproduktverteilung im Sicherheitsbehälter sind detaillierte Kenntnisse zum Transport- und Ablagerungsverhalten von Aerosolen und Spaltprodukten notwendig. Hierzu wurden und werden eine Reihe von Experimenten und analytische Arbeiten durchgeführt. Im Rahmen der ThAI-Experimente wurden wesentliche Daten zum Jod-Transportverhalten in Einraum- und Mehrraum-Geometrien ermittelt, wie z. B. zum Austausch von gasförmigem Jod zwischen Sumpf und Behälteratmosphäre sowie zum Jod-Transport an Wänden mit Wandkondensation.

Weitere Experimente und analytische Untersuchungen hinsichtlich des Abwaschens von abgelagerten Aerosolen und Jod durch den ablaufenden Wandkondensatfilm sind erforderlich.

Ein weiteres Thema mit Forschungsbedarf ist die Anlagerung (Agglomeration) feindisperser Aerosole an ein Kernschmelzaerosol. Feindisperse Aerosole entstehen z. B. durch Entrainment aus einem siedenden Sumpf oder bei der Jod/Ozon-Reaktion (gas-to-particle conversion) und können ohne Anlagerung an ein grobdisperses Aerosol (Kernschmelzaerosol) lange luftgetragen bleiben und zum Quellterm beitragen.

Chemisches und Transportverhalten von Jod (und weiterer Elemente)

Die Bedeutung des Jods bei schweren Störfällen ergibt sich im Wesentlichen aus seiner hohen Flüchtigkeit, seiner chemischen Reaktivität und seiner Radiotoxizität. Die in den Sicherheitsbehälter freigesetzten Jod-Aerosole werden vornehmlich auf den Oberflächen abgelagert und bei kondensierenden Bedingungen in den Sumpf gewaschen. Über chemische Reaktionen, auch unter dem Einfluss des starken Strahlenfeldes, wird aus dem Sumpf aber auch von den Wänden gasförmiges Jod längerfristig in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzt. Dieses wird dann teilweise an den Oberflächen wieder adsorbiert. Jod-Transportvorgänge zwischen Sumpf, Sicherheitsbehälteratmosphäre und Strukturoberflächen spielen eine wesentliche Rolle bei der Bestimmung des flüchtigen Jods und somit für den Quellterm.

Erhebliche Fortschritte wurden in den letzten Jahren bei der Untersuchung der Jod-Ablagerung auf und -Resuspension von Stahloberflächen sowie zum Austausch gas-

förmigen Jods zwischen Sumpf und Atmosphäre in Ein- und Mehrraumgeometrien erzielt.

Weiterer Forschungsbedarf ist zur Quantifizierung folgender Phänomene notwendig:

- Jod/Ozon-Reaktion,
- Bildung von leicht- und schwerflüchtigem organisch gebundenem Jod (Organ-Jod) durch Pyrolyse oder Brand von Ölen, Kabeln und anderen Kunststoffen,
- Wechselwirkung von Jod und farbbeschichteten Oberflächen,
- I_2 -Massentransfer bei unterschiedlicher Konvektion,
- I_2 -Ablagerung auf Aerosolen, verbunden mit der Umwandlung einer gasförmigen Jod-Spezies in eine aerosolförmige Jod-Spezies mit unterschiedlichen weiteren Verhaltensweisen,
- Bildung von I_2 aus aerosolförmigen CsI in Rekombinatoren,
- Abwaschen von I_2 -Ablagerungen durch ablaufendes Kondensat sowie
- Jodverhalten unter komplexen Störfallbedingungen, dabei Berücksichtigung wesentlicher kritischer Einflussparameter auf das Jodverhalten in Versuchen mit integrealem Charakter.

Eine punktuelle Erweiterung im Hinblick auf zentrale chemische Reaktionen für die Elemente Cs, Rn und Te ist ebenfalls mittelfristig erforderlich. Auch zur „SWR-spezifischen“ Jodchemie sind noch grundsätzliche Arbeiten notwendig (siehe Kapitel 4.3.8).

Einfluss von Sprühsystemen auf das Spaltprodukt- und Aerosolverhalten, insbesondere auf Jod

Die in ausländischen Kernkraftwerken oftmals installierten Sprühsysteme sollen die unter Störfallbedingungen auftretenden Druck- und Temperaturbelastungen reduzieren und durch Auswaschen von Aerosolen und Spaltprodukten den in die Umgebung freigesetzten Quellterm verringern. Um diese Vorgänge simulieren zu können, wurden Sprühmodelle entwickelt und u. a. auch in dem deutschen Containment-Code COCOSYS implementiert. Der Mitriss der Atmosphäre durch die Sprühtropfen (at-

mosphere entrainment), der einen wesentlichen Beitrag zur Containment-durchmischung darstellt, sowie die mögliche Generierung von aerosolförmigen Wassertropfen aus dem Sprühstrahl (Nebel) sind in den bisherigen Sprühmodellen nicht berücksichtigt. Experimentelle Absicherungen und Modellerweiterungen zum thermohydraulischen Einfluss der Sprühmodelle sowie experimentelle Daten zum Auswaschen von Aerosolpartikeln oder Jod aus der Atmosphäre mit Hilfe von Sprühsystemen sind erforderlich.

4.3.8 Phänomene bzw. Prozesse mit spezifischer SWR-Relevanz

Spezifische Arbeiten zu Sicherheitsbehältern von Siedewasserreaktoren haben sich vor allem auf ihre Druckabbausysteme bezogen. Trotzdem gibt es über die Mischvorgänge im Wasserbereich der SWR-Kondensationskammer in der Literatur nur vereinzelte Angaben, eine Gesamtdarstellung hierzu ist nicht verfügbar. Ein arbeitsfähiges mechanistisches Modell zur Berechnung dieser Vorgänge im Rahmen von integralen Störfallsimulationen ist ebenfalls nicht vorhanden.

Insgesamt sind experimentell wie analytisch die SWR-spezifischen Aspekte folgender Phänomene und Prozesse zu untersuchen:

- Einfluss von B_4C Absorbermaterial auf Schmelzezusammensetzung, -verhalten und Jodchemie,
- Schmelzezusammensetzung,
- Versagensmodi des Reaktordruckbehälters,
- Auswirkungen der Grubengeometrie und das mögliche Vorhandensein von Wasser,
- „pool scrubbing“ (Jod-Rückhaltung in der Kondensationskammer),
- Kabelbrand.

Der Vollständigkeit halber sei auch an dieser Stelle darauf hingewiesen, dass die Erweiterung der Simulationsfähigkeit des deutsch-französischen Integralcodes ASTEC für Siedewasserreaktoren zwar schwerpunktmäßig Modellerweiterungen bzw. -änderungen vor allem im Reaktorkühlkreislauf und im Reaktordruckbehälter erfordern,

aber auch die Modelle für den Sicherheitsbehälter überprüft und ggf. ertüchtigt werden müssen.

4.3.9 Methodenentwicklung zur Bewertung der Aussagesicherheit von Rechenergebnissen auch im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf Realanlagen

Zur Quantifizierung von Unsicherheiten wurde in Deutschland die Methode SUSA (siehe Kapitel 4.2.6) entwickelt. Sie wurde bisher schwerpunktmäßig für die Thermo- hydraulik im Reaktorkühlkreislauf angewandt. Dies soll zukünftig auf die Simulation von Phänomenen und Prozessen im Sicherheitsbehälter ausgeweitet werden.

Weitere Untersuchungen sind hierzu notwendig, insbesondere sollten grundlegende Regeln für die Überprüfbarkeit der Extrapolationsfähigkeit einzelner Modelle erarbeitet und dann auch angewandt werden (User Guidelines). Dies gilt gleichermaßen für „lumped parameter-“ und CFD-Modelle.

4.4 Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen, für Leittechnik und Diagnose sowie zur Bewertung des Human Factor

Feststellung der Evaluierungskommission:

„Zur Verbesserung der Werkzeuge zur Identifizierung von Schwachstellen in Anlagenauslegung und Prozessführung sind probabilistische Methoden fortzuentwickeln und die bestehenden Bewertungsunsicherheiten zu verringern“.

Tabelle 4 : Themenbereiche, Einzelthemen, Forschungseinrichtungen

Bild 8 : Personalprognose für Themenbereiche

Fachbereich „Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen, für Leittechnik und Diagnose sowie zur Bewertung des Human Factor“

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.4	Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen, für Leittechnik und Diagnose sowie zur Bewertung des Human Factor		
4.4.1	Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen		GRS
4.4.2	PSA der Stufe 1 und Stufe 2	GVA-Modelle	GRS, IPM
		Brand	GRS, IBMB
		Zuverlässigkeit aktiver Komponenten und Unfallbedingungen	GRS
		Erweiterte Modellierung von Unsicherheiten	GRS, IBMB, IPM
		Dynamische PSA	
4.4.3	PSA der Stufe 3		GRS
4.4.4	Weiterentwicklung von Methoden für spezielle PSA Anwendungen (z.B. Einwirkungen von Innen und Außen, elektr. Eigenbedarfssystem)		GRS
4.4.5	Methodenentwicklung für Leittechnik	Sicherheitsbewertung rechnerbasierter Systeme (Software und Hardware)	GRS, ISTec
		Zuverlässigkeitskenngrößen rechnerbasierter Systeme	GRS, ISTec
4.4.6	Menschliches Verhalten	Probabilistischer Ansatz (Bewertung der menschlichen Zuverlässigkeit)	GRS, IPM
		Systematischer Ansatz (Organisation, Strukturen, implizite Normen)	GRS
		Quantitative Bewertung des Beitrags von Organisationen und Sicherheitsmanagement zu Sicherheit und Zuverlässigkeit	GRS

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.4.7	Technische Systeme zur Unterstützung des Menschen	Aufgabenverteilung Mensch / Maschine (Automatisierungsgrad)	GRS, ISTec
		Prognoseinstrumente (Schwerpunkte: Testwarte, Simulatoren)	GRS, TU-MGD
		Weiterentwicklung Diagnoseverfahren	IPM, ISTec

Tabelle 4: Forschungsschwerpunkte der Forschungseinrichtungen zum Fachbereich „Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen, für Leittechnik und Diagnose sowie zur Bewertung des Human Factor“

Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen, für Leittechnik und Diagnose sowie zur Bewertung des Human Factor

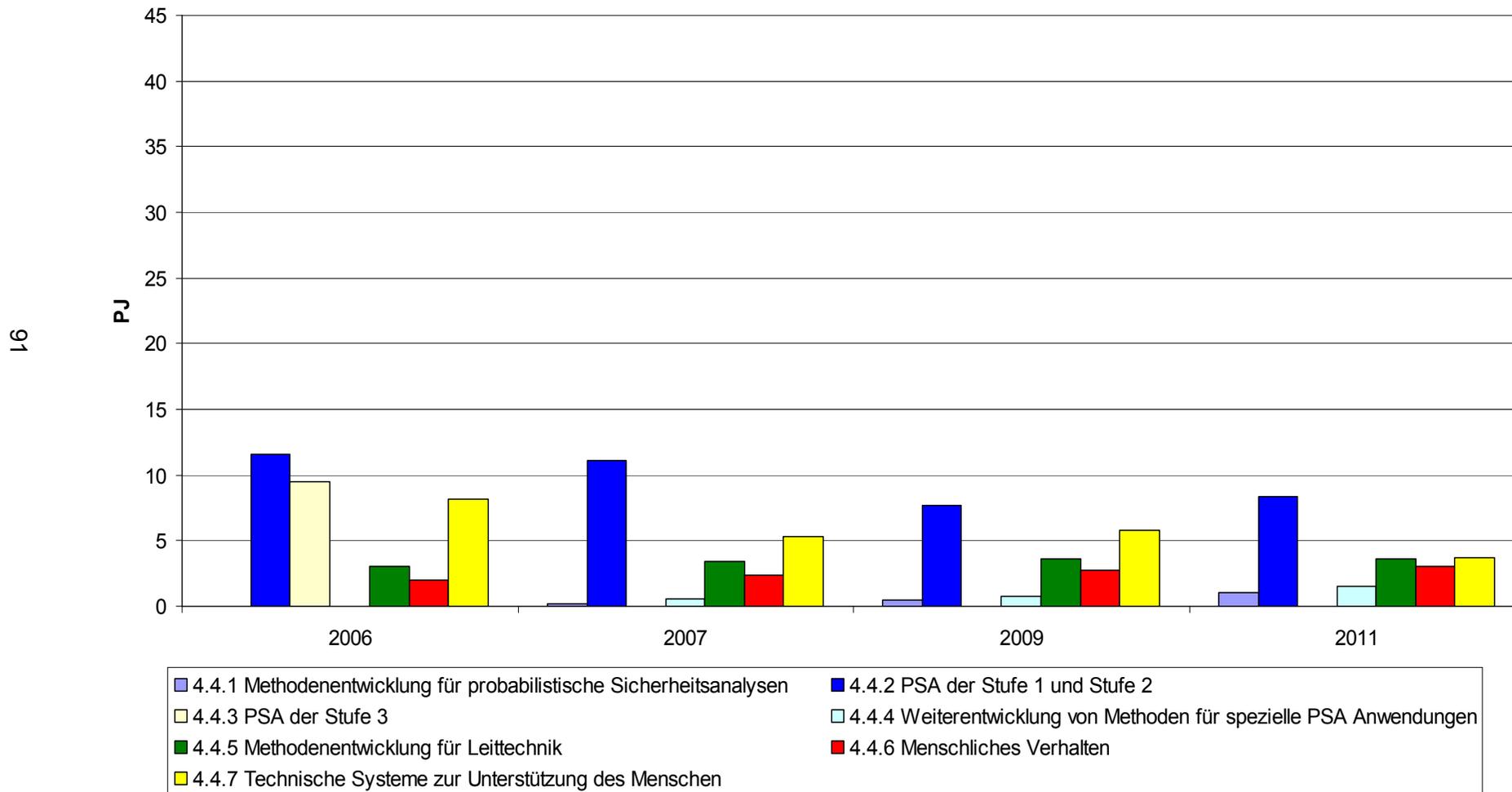


Bild 8: Personalprognose für Themenbereiche des Fachbereichs "Methodenentwicklung für PSA, ..."

4.4.1 Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen

In einer PSA werden alle wichtigen Informationen über Anlagenauslegung, Betriebsweisen, Betriebserfahrungen, Komponenten- und Systemzuverlässigkeiten, menschliche Handlungen sowie anlagenübergreifende sicherheitstechnische Einflüsse analysiert und zu einer Gesamtbewertung für eine Anlage zusammengeführt. Das Verhalten der Anlage bei Stör- und Unfällen wird in der PSA unter Kenntnis der Störfall-/Unfallanalysen in Hinblick auf Kernschäden (Stufe 1), radiologische Freisetzungen in den Sicherheitsbehälter (Stufe 2) oder externe Schadensfolgen / Expositionen (Stufe 3) modelliert. Mit einer PSA können die Ausgewogenheit der vorhandenen Sicherheitstechnik bewertet, mögliche Schwachstellen identifiziert, Möglichkeiten zu deren Beseitigung aufgezeigt und die Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen beurteilt werden.

Ziel von Forschungsarbeiten ist es, die methodischen Grundlagen und Werkzeuge für die Durchführung einer PSA fortzuentwickeln und deren Aussagesicherheit zu quantifizieren. Dazu sind weitere Aspekte wie Personalhandlungen, gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA), Übergreifende Einwirkungen von Innen und Außen (EVI/EVA) (anlagen-interner Brand und Überflutungen oder Erdbeben, Hochwasser, Flugzeugabsturz usw.) oder Accident Management (AM) Maßnahmen einzubeziehen, neuere technische Entwicklungen (digitale Leittechnik usw.) oder der Ausfall passiver Komponenten oder Systemfunktionen zu berücksichtigen sowie Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen zu wichtigen Parametern durchzuführen. Im Sinne einer Steigerung der Effizienz von probabilistischen Sicherheitsanalysen sollen auch benutzerfreundliche Systemoberflächen mit den erforderlichen Hilfsprogrammen für PSA-Methoden entwickelt werden.

4.4.2 PSA der Stufe 1 und Stufe 2

In Deutschland wurden bisher überwiegend PSAs der Stufe 1 erstellt. In der „SWR-Sicherheitsstudie“ (1993) und in der „Konvoi-PSA“ für GKN-II (2001) wurden auch die Vorgänge innerhalb der Anlage nach einem Kernschmelzen untersucht (Stufe 2 der PSA). Diese beiden Studien untersuchten in der Stufe 1 auch Störfälle, die sich bei abgeschalteter Anlage ereignen können, während sich die meisten PSAs ausschließlich mit Störfällen während des Leistungsbetriebs befassten.

Die bereits erprobten Methoden der Stufen 1 und 2 der PSA sind geeignet, belastbare Ergebnisse zu liefern und sind im Bericht „Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ (2006) im Einzelnen dargestellt. Allerdings bestehen noch methodische Probleme, die die Vollständigkeit der PSA begrenzen und die Aussagesicherheit der Ergebnisse erheblich beeinträchtigen können. Ausgehend vom erreichten Stand ist es sinnvoll und notwendig, die Methoden weiter zu entwickeln und zu vervollständigen, um die Aussagefähigkeit der PSA weiter zu verbessern. Dazu sollen auch wissensbasierte Methoden und Soft-Computing zur Anwendung kommen.

Vor allem in den folgenden Bereichen sind weitere F&E-Arbeiten erforderlich:

GVA-Modelle

Der gleichzeitige Ausfall redundanter Systeme mit hochzuverlässigen Komponenten wird durch „gemeinsam verursachte Ausfälle“ (GVA) redundanter Komponenten dominiert. Aufgrund entsprechender Gegenmaßnahmen treten GVA selten auf, sodass sich die Eintrittswahrscheinlichkeit nur in begrenztem Umfang auf die Betriebserfahrung stützen kann. Die Entwicklung und Verifizierung geeigneter Modelle zur Bewertung von GVA im Rahmen einer PSA sind daher besonders wichtig. Insbesondere sind hier Methoden zur konsistenten Bewertung der Übertragbarkeit beobachteter GVA-Ereignisse auf bestimmte Komponentengruppen zu entwickeln. Identifizierte Randbedingungen von gemeinsam verursachten Ausfallereignissen sind systematisch zu erfassen und nach kategorisierten Merkmalen (z. B. rechtzeitige Erkennbarkeit der GVA-Ereignisse) für die numerische Bewertung zu gewichten.

Brand

Weiterentwicklungen in diesem Bereich werden zurzeit vor allem bei der Untersuchung von Brandeinwirkungen auf die Systemtechnik durchgeführt. Die Einbindung von brandbedingten Komponentenausfällen in vorhandene Fehlerbäume ist zum Teil sehr schwierig. Deshalb wird derzeit untersucht, wie die verschiedenen brandbedingten Versagensmöglichkeiten und Versagensverläufe auf sicherheitsrelevanten Leittechnikkomponenten (Unterbrechung, Signalveränderung, Überspannungseintrag) mit ihren

unterschiedlichen Folgen in die PSA eingehen können. Hierzu werden derzeit umfangreiche Untersuchungen im OECD-Projekt PRISME durchgeführt. Die experimentellen Arbeiten sollen u. a. Aufschluss über die Schädigung von leittechnischen Komponenten durch Rauchgase sowie die Propagation von Bränden über Raumketten durch Lüftungskanäle geben. Das im seltenen Fall der Brandausweitung auf zwei Redundanzbereiche zu betrachtende gleichzeitige Anstehen von fehlerhaften Signalen in zwei Redundanzen der Messwerterfassung mit der möglichen Folge fehlerhafter Aktionen des Reaktorschutzes erfordert weiterhin verbesserte Analysemethoden. Ferner sollen Methoden zur Bewertung der Relevanz von Bränden im Nicht-Leistungsbetrieb entwickelt werden.

Die zur Berechnung von Wasserstoffverbrennungsvorgängen eingesetzten Codes können zum Teil auch zur Berechnung von Bränden und von Löschvorgängen angewendet werden.

Zuverlässigkeit aktiver Komponenten unter Unfallbedingungen²

Vor allem für die probabilistische Beurteilung von anlageninternen Notfallmaßnahmen und für die Beurteilung von Systemverfügbarkeiten in der Stufe 2 der PSA sind Daten zur Zuverlässigkeit aktiver Komponenten unter Unfallbedingungen erforderlich. Da solche Daten allenfalls in sehr begrenztem Umfang direkt aus der Betriebserfahrung abgeleitet werden können, sind hierzu Modellentwicklungen – und in kritischen Fällen auch experimentelle Untersuchungen – erforderlich. In den letzten fünf Jahren wurde eine besondere Methode zur Bewertung der Zuverlässigkeit von aktiven Komponenten unter Unfallbedingungen entwickelt, deren Funktion einen Unfallablauf günstig beeinflussen und die Unfallfolgen abmildern kann. Zu erwähnen ist die ebenso erfolgreiche Entwicklung von Methoden zur Bewertung der Zuverlässigkeit von passiven Systemfunktionen, die z. B. auf Naturkonvektion beruhen, und die Anwendung ihrer Ergebnisse in einer PSA. Anschlussfähigkeit wird in Arbeiten zur Verbesserung und Erweiterung dieser Methoden durch Untersuchungen zum Vergleich von aktiven und passiven Systemen gesehen.

² Zuverlässigkeit passiver Komponenten siehe Kapitel 4.1.1

Erweiterte Modellierung von Unsicherheiten

Für die Durchführung von Unsicherheitsanalysen wird heute in zahlreichen Ländern das Programmsystem SUSANA mit Erfolg eingesetzt. Die herkömmliche mit SUSANA durchgeführte Unsicherheitsanalyse ermittelt den Einfluss von Kenntnisstandunsicherheiten in Parametern, Modellannahmen, Phänomenen sowie im Einsatz numerischer Lösungsalgorithmen auf das Ergebnis von Rechenmodellen. Für die Aussagen probabilistischer Sicherheitsanalysen ist jedoch zu unterscheiden zwischen Unsicherheit aufgrund stochastischer Variabilität (aleatorisch) und Kenntnisstandunsicherheiten (epistemisch).

Zurzeit werden Arbeiten zur Untersuchung des Einflusses von Modell- und Parameterunsicherheiten einer Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheit der PSA durchgeführt. Ferner sind für die weitere Verbesserung der Aussagesicherheit Methoden zur Analyse des Einflusses von Unsicherheiten auf PSA-Ergebnisse selbst und zum Ausschluss von Fehlerquellen zu entwickeln. In diesem Zusammenhang wurde bislang ein Konzept entwickelt zur näherungsweise Analyse der epistemischen Unsicherheiten einer probabilistischen Dynamikrechnung in Kombination mit einem Stochastik-Modul. Basierend auf diesem Konzept sollen jetzt Methoden zur Durchführung solcher Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen für dynamische PSA bereitgestellt werden. Des Weiteren werden Methoden zur konsistenten und umfassenden Berücksichtigung epistemischer Unsicherheiten in Verteilungen von Zuverlässigkeitskenngrößen benötigt.

Weiterhin besitzen wissensbasierte Verfahren der Informationsverarbeitung (Fuzzy Set Theorie, künstliche Neuronale Netze usw.) Potenzial zur Behandlung von Unschärfe für PSA.

Dynamische PSA

Seit einigen Jahren steht die Fortentwicklung der Methoden zur Durchführung von dynamischen probabilistischen Sicherheitsanalysen, die die zeitliche Entwicklung eines Ereignisses berücksichtigen, im Vordergrund. Bis Ende 2001 wurde das Analysewerkzeug MCDET (**M**onte **C**arlo **D**ynamic **E**vent **T**ree) entwickelt, das die volle Berücksichtigung der Wechselwirkung zwischen der Dynamik eines Ereignisablaufes und den Stochastikeinflüssen im Rahmen einer PSA ermöglicht und als Ergebnis dynamische

Ereignisbäume liefert, die sich entlang einer Zeitachse entwickeln. Zusätzlich wurde ein Crew-Modul entwickelt, welches menschliche Handlungsabläufe als einen dynamischen Prozess modelliert und in Kombination mit der MCDET-Methodik die komplexen Wechselwirkungen zwischen menschlichen Handlungen, physikalischen Prozessgrößen, Systemkomponenten und stochastischen Ereignissen im zeitlichen Ablauf integral simuliert. Dadurch wird eine realistischere und genauere Modellierung von Unfallabläufen und Systemverhalten gegenüber den klassischen PSA-Methoden ermöglicht. In den nächsten Jahren soll die MCDET-Methodik weiterentwickelt, validiert und in den deterministischen Rechencode ATHLET eingebunden werden.

4.4.3 PSA der Stufe 3

Die Stufe 3 einer PSA untersucht die Schadensfolgen einer unfallbedingten Freisetzung von Radionukliden. Solche Untersuchungen wurden in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A“ (1979) und in der „Risikoorientierten Studie zum SNR-300“ (1982) durchgeführt. Weitere Forschungsarbeiten bezüglich der Stufe 3 sind nicht geplant.

4.4.4 Weiterentwicklung von Methoden für spezielle PSA Anwendungen (z. B. Einwirkungen von Innen und Außen, elektr. Eigenbedarfssystem)

Als Folge der Arbeiten zur Rekonstruktion elektrotechnischer und leittechnischer Systeme sowie des "Forsmark-Ereignisses" 6/2006 wurden zahlreiche Simulationsrechnungen zur Ermittlung der Zuverlässigkeit elektrischer Einrichtungen und zur Bestimmung von Strom- und Spannungstransienten sowie der Lastverteilung durchgeführt. Weder für statische noch dynamische Prozesse im Eigenbedarfssystem gibt es hinreichend verifizierte Simulationsprogramme.

Bei der Berechnung von Transienten im elektrischen Eigenbedarfssystem zeigt sich die Notwendigkeit der Kopplung verfahrenstechnischer, leittechnischer und elektrotechnischer Modelle. Das gilt sowohl für das Störfallverhalten als auch für das Änderungsmanagement. Die weiterführenden Arbeiten müssen deshalb auch Simulationscode-

Entwicklung und -Validierung für die sicherheitstechnische Bewertung von Änderungsmaßnahmen in elektrischen Eigenbedarfssystemen unter Berücksichtigung der Störfallszenarien beinhalten. Hierdurch könnte die Qualität und Reproduzierbarkeit von PSA für auslösende Ereignisse in den elektrischen Eigenbedarfsanlagen erhöht werden.

Da die Häufigkeiten von Schadenszuständen sehr niedrig sind, erhöht sich damit die relative Bedeutung von sehr seltenen Ereignissen, die bisher in PSA nicht oder nur in Form von Abschätzungen berücksichtigt wurden.

Hinsichtlich der Berücksichtigung der seltenen Ereignisse, die gegenwärtig die Aussageicherheit der PSA einschränken, lassen sich die wesentlichen methodischen Probleme wie folgt zusammenfassen:

- Das Spektrum der untersuchten „auslösenden Ereignisse“ weist Lücken auf, insbesondere soweit es um Störfälle geht, die durch übergreifende Einwirkungen (wie Brand, Erdbeben, Flugzeugabsturz, extreme Wetterbedingungen, Überflutung, Blitzschlag, externe Spannungstransienten) ausgelöst werden können. Es kann bisher zum Teil nicht verlässlich beurteilt werden, in welchem Maße solche Ereignisse zum Unfallrisiko beitragen. Zudem wurden bisher in der Stufe 2 der PSA nur Störfälle aus dem Leistungsbetrieb berücksichtigt.
- Bei der Bewertung der Zuverlässigkeit sicherheitsrelevanter Systeme bestehen in verschiedenen Bereichen noch methodische Lücken, die geschlossen oder zumindest reduziert werden müssen. Um diese Lücken zu schließen, sind Arbeiten zur probabilistischen Bewertung der Zuverlässigkeit softwarebasierter Leittechnik, zur Berücksichtigung wissensbasierter Personalhandlung in PSA und zur probabilistischen Bewertung organisatorischer Einflüsse sowie von Einflüssen des Sicherheitsmanagements auf die Zuverlässigkeit von Personalhandlungen notwendig.
- Zur Berücksichtigung von Auswirkungen von Deborierungsstörfällen und Phänomenen nach Kernschmelzen in Methoden zur Simulation von Störfall-/Unfallabläufen werden abschließende experimentelle Untersuchungen z. B. in den OECD-Projekten PKL-2, PKL-3 und MCCI-2 durchgeführt. Die Ergebnisse dienen als Basis für die Entwicklung fortgeschrittener Bewertungsmethoden.

Arbeiten zu den nachfolgenden Themenbereichen sind derzeit geplant:

- Entwicklung von Methoden zur probabilistischen Bewertung der Zuverlässigkeit digitaler Leittechnik, siehe Kap. 4.4.5,
- Bewertung der Einflüsse aus Betriebsführung und Organisation auf die Zuverlässigkeit von Komponenten und menschlichen Handlungen, siehe Kap. 4.4.7,
- Weiterentwicklung von Methoden zur Ermittlung der Häufigkeiten für größere Freisetzungen von Radionukliden auch bei sehr unwahrscheinlichen einleitenden Ereignissen durch extreme Hochwasser- und Wettersituationen und das Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt,
- Weiterentwicklung von Methoden zur Ermittlung von Leck- und Bruchhäufigkeiten druckführender Komponenten,
- Weiterentwicklung von Methoden zur Bewertung der Relevanz von Bränden und methodische Untersuchungen zur Relevanz übergreifender Einwirkungen von Außen im Nicht-Leistungsbetrieb, siehe Kap. 4.4.2,
- Weiterentwicklung von Methoden zur probabilistischen Bewertung von Transienten aufgrund von Überspannungen oder Fremdspannungseinträgen,
- Anpassung von Methoden zum unfallbedingtem Flugzeugabsturz an den Stand von Wissenschaft und Technik.

Neben Störfällen aus dem Leistungsbetrieb bei Nennlast sollten in der PSA auch Teillastbetrieb und An- und Abfahrvorgänge sowie abgeschaltete Anlagenzustände berücksichtigt werden.

4.4.5 Methodenentwicklung für Leittechnik

Sicherheitsbewertung rechnerbasierter Systeme (Software und Hardware)

Der Einsatz von rechnerbasierten Leittechniksystemen in Kernkraftwerken bietet die Möglichkeit einer umfassenden Informationsaufbereitung sowie verbesserte Selbstüberwachungs- und Diagnosefunktionen und kann damit zur Erhöhung der Reaktorsicherheit beitragen.

Gegenwärtig ist ein zunehmender Einsatz dieser Systeme im Bereich der Sicherheitsleittechnik, auch in der höchsten Sicherheitskategorie, festzustellen. Es müssen Methoden und Werkzeuge zur Qualifizierung moderner Hard-/Software-Systeme an den raschen Technikfortschritt bei rechnerbasierten Leittechniksystemen angepasst und grundsätzlich neuen Fragestellungen für die Sicherheitsbewertung dieser Systeme, wie z. B. Rechnernetzwerktechnologien inklusive Securityaspekte, objektorientierte Programmierparadigmen, Einsatz von ASICs und FPGAs usw., nachgegangen werden. Dazu sind grundlegende methodische Forschungs- und Entwicklungsarbeiten durchzuführen. In den letzten Jahren wurden verbesserte Verfahren und Methoden für eine realistischere Sicherheitsbewertung von rechnergestützter Leittechnik bereitgestellt. Dazu wurde eine systematische und vollständige Ableitung von Anforderungen an die Entwicklung und an den Sicherheitsnachweis rechnergestützter Leittechnik erarbeitet. Durch die Integration verschiedener Nachweisansätze von Software-Produkten wurde ein integrales übergreifendes Nachweisverfahren (Prototyp eines Nachweiswerkzeugs) erarbeitet.

Des Weiteren wurden Methoden entwickelt, mit denen integrierte Werkzeugumgebungen für kerntechnische Sicherheitsanwendungen entsprechend dem kerntechnischen Regelwerk und dem Stand der Wissenschaft und Technik bewertet und qualifiziert werden können. Dazu wurden integrierte Werkzeugumgebungen, die für die Erstellung von Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsleittechnik in Kernkraftwerken in Frage kommen, untersucht, Qualifizierungsmethoden entwickelt und deren Anwendung beispielhaft aufgezeigt. Da die Werkzeuge integrierter Werkzeugumgebungen nicht alle Erfordernisse der Überprüfung und Verifizierung von sicherheitsrelevanter Software abdecken, wurden die Möglichkeiten, die sich aus dem Einsatz externer Werkzeuge ergeben, miteinbezogen.

Zurzeit werden Arbeiten zur Entwicklung vertrauenswürdiger Methoden, die standardisierte Zuverlässigkeits- bzw. Verfügbarkeitsbewertungen der immer komplexeren, leittechnischen Systeme liefern, durchgeführt.

Für die Entwicklung von Fehlerdiagnose- und -isoliationsverfahren (FDI) zur Überwachung von sicherheitsrelevanten Sensoren, Messketten und (allg.) Instrumentierung werden zurzeit neben klassischen Signalverarbeitungsmethoden (z. B. Frequenzanalyse, Spektralanalyse und statistischen Verteilungsanalysen) Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum Einsatz von sog. „Soft-Computing“-Methoden mit den Zielen

- Erhöhung des Sicherheitsniveaus,
- frühzeitige Vorwarnanzeigen

durchgeführt. Um eine systematische Untersuchung zu erlauben, werden mittels merkmalsbasierter Zustandsüberwachung Fehlermodelle der Sensoren und Messketten entwickelt. Damit werden die Grundlagen für die Zustandsüberwachung der Instrumentierung im Hinblick auf die Alterungsprobleme bereitgestellt.

Weitere Arbeiten sind notwendig, um vertrauenswürdige Methoden zu entwickeln, die standardisierte Zuverlässigkeits- bzw. Verfügbarkeitsbewertungen der leittechnischen Systeme liefern.

Zuverlässigkeitskenngrößen rechnerbasierter Systeme

Zurzeit ist es Stand der Technik, den Zuverlässigkeitsnachweis softwarebasierter Systeme mit qualitativen Methoden zu erbringen, da die Modellierung von Ausfallmechanismen von Software als Voraussetzung für die Ermittlung der quantitativen Zuverlässigkeitskennzahlen nach wie vor nur in Ausnahmefällen gelingt.

Zudem unterscheidet sich die Architektur softwarebasierter Leittechnik in wichtigen Aspekten von der konventionellen Leittechnik, wodurch sich neuartige Anforderungen an die probabilistische Zuverlässigkeitsbewertung ergeben. Auf der Grundlage von Arbeiten zur Komplexitätsbestimmung softwarebasierter Leittechniksysteme werden erste Ansätze zur Quantifizierung der Softwarezuverlässigkeit erwartet. Für eine PSA sind weitere Kenngrößen zu allen Systemkomponenten erforderlich. Deshalb sind Arbeiten zur Modellierung des Prozesses des Auftretens und Beseitigens von Softwarefehlern und zur Angabe von Grenzwerten (Schranken) für das unterstellte Versagen von rechnerbasierten Systemen erforderlich. Im Rahmen des OECD Halden Reaktor Projekts, Forschungsbereich „Man-Technology-Organisation“ (MTO), wurden Technologien zur Verbesserung der Zuverlässigkeit und Sicherheit rechnergestützter digitaler Leittechniksysteme entwickelt. Es wurden Methoden für die Spezifikation, Test, Sicherheitsüberprüfung, Risikoanalysen sowie für die Qualifizierung von Hard- und Software entwickelt. Schwerpunkte weiterer Arbeiten werden dort in der Zukunft sein:

- Anforderungsmanagement für hochzuverlässige Systeme im Kontext von Modernisierungsmaßnahmen,

- qualitative Zuverlässigkeitsbewertung von moderner, hochzuverlässiger Steuerungs- und Regelungstechnik unter Einbeziehung des Änderungsmanagement und des Einsatzes von Open-Source-Software,
- qualitative Bewertung von Fehlertoleranz und Fehlerfortpflanzung auf der Basis des Quellcodes und von formalisierter Notation,
- quantitative Zuverlässigkeitsbewertung von Softwaresystemen und deren Kombination mit qualitativen Zuverlässigkeitsbewertungen.

Weiterhin werden Methoden zur probabilistischen Zuverlässigkeitsbewertung softwarebasierter Leittechnik benötigt.

4.4.6 Menschliches Verhalten

Probabilistischer Ansatz (Bewertung der menschlichen Zuverlässigkeit)

Die relativ groben Methoden der „Human Reliability Analysis“ müssen für die Anwendung in PSA für kerntechnische Anlagen fortentwickelt werden, um die heute bestehenden Unsicherheitsbänder zu verringern. Insbesondere ist es erforderlich, die vorhandenen Modelle und Daten, die immer noch weitgehend aus dem nichtnuklearen Bereich stammen, stärker anhand der Erfahrungen im Bereich der Kerntechnik abzusichern. In Ergänzung der bisher verfügbaren Methoden, die sich ganz überwiegend mit „regelbasierten“ Handlungen befassen, sind außerdem Methoden zur Bewertung „wissensbasierter“ Handlungen einschließlich von Ausführungsfehlern zu entwickeln und zu erproben. Diese Arbeiten sollen dazu beitragen, derzeit vorhandene Beschränkungen bei der Durchführung einer PSA zu reduzieren und die Aussagekraft von Ergebnissen probabilistischer Sicherheitsanalysen zu erhöhen.

Es wurde bereits eine Methode entwickelt, mit der sich wissensbasierte Fehlhandlungen des Betriebspersonals mit nachteiliger Wirkung auf Ereignisabläufe analysieren und quantitativ bewerten lassen. Diese Methode erfasst die wesentlichen Arten von Fehltritten und Fehlentscheidungen, die zuverlässiges Handeln vor allem unter Stress beeinträchtigen können. Methoden sind bereitzustellen zur Analyse und Bewertung wissensbasierter Betriebspersonalhandlungen, mit denen Ereignisabläufe beendet oder ihre Auswirkungen abgemildert werden können.

Im Rahmen des OECD Halden Reaktor Projekts, Forschungsbereich „Man-Technology-Organisation“ (MTO), wurden Leistungsfähigkeiten und Grenzen von Menschen bei der Überwachung und Steuerung komplexer Systeme untersucht. Die Ergebnisse aus verschiedenen Versuchsserien zur Identifikation menschlichen Fehlverhaltens und dessen Eintrittswahrscheinlichkeit sind für probabilistische Sicherheitsanalysen anwendbar. Diese Arbeiten werden fortgeführt.

Systematischer Ansatz (Organisation, Strukturen, implizite Normen)

Die Vorfälle von Three Miles Island und Tschernobyl haben den entscheidenden Beitrag der Einstellungen und Werthaltungen des Menschen für Sicherheit und Zuverlässigkeit nuklearer Einrichtungen verdeutlicht. Seither wird der Einfluss sicherheitsbezogener Einstellungen und Werthaltungen auf den Ablauf von Ereignissen (nicht nur in der Kerntechnik) unter dem Stichwort „Sicherheitskultur“ diskutiert. Die IAEA definiert Sicherheitskultur als eine Teilmenge der gesamten Organisationskultur einer kerntechnischen Anlage mit Bestimmungsstücken, die sich mit den theoretischen Ansätzen, die vor allem Verhalten, Werte, Normen, Einstellungen und Grundannahmen beschreiben, decken. Während in der theoretischen Abklärung des Konzepts inzwischen Fortschritte zu verzeichnen sind, mangelt es an praktikablen Instrumenten zur Bewertung der jeweiligen Güte von Sicherheitskultur sowie geeigneter Methoden ihrer gezielten und nachhaltigen Einführung und Förderung. Ein erster Schritt zur Schließung dieser Lücke wurde mit dem entwickelten Screeningverfahren erreicht, mit dem im Rahmen einer Selbstbewertung des Betriebspersonals ein erster Überblick über Schwächen und Stärken der Sicherheitskultur in einer Organisationseinheit gewonnen werden kann. Es wurde außerdem gezeigt, dass implizite Verhaltensnormen zu den wichtigsten Prädiktoren sicherheitsgerichteten Verhaltens zählen. Es bleiben jedoch Methoden zur umfassenden Analyse des jeweiligen Stands der Sicherheitskultur in kerntechnischen Anlagen zu entwickeln, die insbesondere sicherheitsbezogene Rückschlüsse von tiefer liegenden und verborgenen Werten, Verhaltensnormen und Grundannahmen berücksichtigen. Entscheidend ist, dass sowohl das Betriebspersonal als auch die Zielgruppe höheres Management, die als Entscheidungsträger und Promotor einer Organisationskultur eine hervorgehobene Rolle hat, berücksichtigt werden.

Ähnliches gilt für die Konzeptualisierung und das Design institutioneller Formen von Sicherheits-Management-Systemen. Darunter versteht man die Gesamtheit der Mana-

gementtätigkeiten der Planung, Organisation, Führung und Kontrolle, die darauf abzielen, in den Anlagen ein hohes Niveau der Sicherheit sowie eine starke Sicherheitskultur zu erreichen und aufrechtzuerhalten.

Die Altersstruktur des kerntechnischen Personals bedeutet in absehbarer Zeit den Verlust hochqualifizierter Fachkräfte. Dies wirft die Frage auf, wie deren über Dekaden angeeignetes implizites Wissen erhalten und für nachkommende Fachkräfte gesichert werden kann. Geeignete Strukturen des Wissensmanagements müssen hier fortentwickelt und institutionell implementiert werden.

Zu den hier genannten Themen ist eine gezielte praxisorientierte Grundlagenforschung notwendig.

Quantitative Bewertung des Beitrages von Organisation und Sicherheitsmanagement zu Sicherheit und Zuverlässigkeit

Organisation und Sicherheitsmanagement dienen auch dazu, die Zuverlässigkeit menschlichen Handelns und die Sicherheit der Anlagen auf einem hohen Niveau zu erhalten und weiter zu erhöhen. Bislang ist es aber nur in sehr eingeschränktem Maße möglich, in einer PSA den quantitativen Beitrag zu berücksichtigen und auszuweisen, den Organisation und Sicherheitsmanagement leisten. Zu den quantifizierbaren Faktoren gehört insbesondere die Kontrolle von Arbeiten durch eine zweite Person. Weitere Faktoren von Organisation und Sicherheitsmanagement müssen dagegen erst identifiziert, genau definiert und quantifiziert werden, um in eine PSA Eingang finden zu können.

Mit Blick auf konkrete Weiterentwicklungen und der Förderung der Reife der PSA kommt insbesondere folgenden Themen Bedeutung zu:

- Entwicklung einer Methode zur Berücksichtigung des Einflusses organisatorischer Faktoren,
- Ermittlung von qualitativen und quantitativen Daten zum Einfluss von organisatorischen Faktoren bzw. des Sicherheitsmanagements auf die Zuverlässigkeit von Personalhandlungen,

- Überprüfung der Anwendbarkeit, des Praxisbezugs sowie der konkreten Vorgehensweise anhand eines Fallbeispiels, welches sich an eine bei der GRS durchgeführte PSA für eine deutsche Anlage anlehnen soll.

4.4.7 Technische Systeme zur Unterstützung des Menschen

Aufgabenverteilung Mensch / Maschine (Automatisierungsgrad)

Verschiedene meldepflichtige Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken, die durch softwarebasierte Systeme und Geräte mit verursacht wurden (z. B. Blockierung des Stabeinfahrens, Absturz einer Brennelementkassette) zeigen, dass Störungen bzw. Versagen von softwarebasierter Technik häufig mit menschlichen Bedienhandlungen in Verbindung stehen. Um die mit dem Einsatz dieser Technik verbundenen Probleme besser zu durchdringen, sind Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu den Fragen des Verhältnisses von Mensch und Maschine in automatisierten Prozessen grundlegend zu untersuchen.

Prognoseinstrumente (Schwerpunkte: Testwarte, Simulatoren)

Bei der Verwendung von Simulatoren zur Untersuchung von Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz sowie zur Störfalldiagnose und -prognose bestehen gegenwärtig Einschränkungen bezüglich

- der Simulation und Automatisierung der Prozeduren,
- der Simulationsgeschwindigkeit,
- der von den Simulatoren verwendeten Modelle.

Deshalb ist es notwendig, Simulationsinstrumente fortzuentwickeln, um das Zusammenspiel von Personalhandlungen und Anlagenverhalten realistisch überprüfen zu können (z. B. Prozeduren, AM-Maßnahmen). Diese Instrumente spielen eine wichtige Rolle als Grundlage für Betriebspersonal- bzw. Notfallunterstützungssysteme und verbesserte Zuverlässigkeitsanalysen (Stufe 2 PSA).

Ziel der Weiterentwicklung soll es sein, die Zuverlässigkeit der Analysen weiter zu steigern und das Einsatzspektrum zu erweitern. Darüber hinaus werden deterministische Codes weiterentwickelt, um durch eine Online-Adaption von Best-Estimate-Simulationen an zeitabhängige Messdaten des Reaktorsystems eine Simulation parallel zum Anlagenbetrieb zu ermöglichen. Ergebnisse der Simulationen können zur Verbesserung der Information über den Anlagenzustand genutzt werden.

Weiterentwicklung Diagnoseverfahren

Verfahren zur schnellen und intelligenten Informationsaufbereitung von multisensoriellen Messgrößen können durch die frühzeitige Entdeckung sich anbahnender Störungen die Sicherheit der existierenden Kernkraftwerke unter den derzeitigen Rahmenbedingungen in drei Bereichen erhöhen:

- Mechanische Alterung von Komponenten der druckführenden Umschließung resultierend aus zyklischen Belastungen, Bestrahlung und z. T. Korrosion. Zur Überwachung kommt hierbei den Verfahren der Schwingungs- und Körperschalldiagnostik ein erhöhter Stellenwert zu.
- Langzeitbelastungen der Kerneinbauten, speziell der Brennelemente, verändern sich in zunehmendem Maße durch erhöhten Abbrand, den Einsatz von Mischoxid-Brennstoffen und modifizierten Materialeinsatz. Zur Überwachung stehen dazu Verfahren zur Neutronenfluss- und Rauschdiagnose bereit, die entsprechend anzupassen sind.
- Dauerbelastungen von betrieblichen Messketten führen zu Defekten an Sensoren, Signalleitungen und Elektronikkomponenten, die sich mit zunehmendem Betriebseinsatz häufen. Die Messkettendiagnose ist in der Lage, frühzeitig beginnende Ausfallerscheinungen zu erkennen. Mit Verfahren im Zeit-, Frequenz- und Statistikbereich kann das Übertragungsverhalten der Messkanäle im Betrieb online ermittelt und beurteilt werden.

Schwerpunkte weiterer Arbeiten sollten sein:

- Adaption international etablierter Verfahren an konkrete Zielstellungen,
- Verknüpfung von Algorithmen zur Erhöhung der Aussageschärfe,
- Umsetzung und Einsatz von Schnellbewertungsverfahren für Standarddiagnosen.

Dies kann anlagenübergreifend zur Erkennung generischer Schwachstellen führen.

4.5 Know-how-Transfer zur Sicherheitsbewertung von Ostreaktoren

Feststellung der Evaluierungskommission:

„Die Erhöhung der Sicherheit von Kernkraftwerken sowjetischer Bauart ist eine der dringendsten Aufgaben, die in Kooperation mit den mittel- und osteuropäischen Ländern zu bewältigen ist. Von besonderer Bedeutung ist in diesem Zusammenhang die Alterung von RDB durch Neutronen-Versprödung (RDB-Versprödung). Westliche, insbesondere deutsche Unterstützung ist auf Grund des herausragenden deutschen anlagentechnischen Know-hows unverzichtbar“.

Tabelle 5 : Themenbereiche, Einzelthemen, Forschungseinrichtungen

Fachbereich „Know-how-Transfer zur Sicherheitsbewertung von Ostreaktoren“

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.5	Know-how-Transfer zur Sicherheitsbewertung von Ostreaktoren		
4.5.1	Codeadaption und -entwicklung	ATHLET	GRS
		ATHLET-CD	GRS
		COCOSYS, ASTEC	GRS
		Kopplung ATHLET mit 3D-Neutronenkinetikcodes	FZD, GRS
		Reaktorphysik / Kerndaten	FZD
		Entwicklung von interaktiven Störfallsimulatoren	GRS
4.5.2	Alterung von RDB durch Neutronenversprödung	Austausch von Materialproben (Untersuchung von Greifswald-Proben)	FZD
		Reaktordosimetrie	FZD

Tabelle 5: Forschungsschwerpunkte der Forschungseinrichtungen zum Fachbereich „Know-how-Transfer zur Sicherheitsbewertung von Ostreaktoren“

Die Personalprognose für den Know-how-Transfer in Richtung Osteuropa bezieht sich im Wesentlichen auf die Kooperationen mit Russland und den mittel- und osteuropäischen Ländern.

Erfahrungen und Ergebnisse der deutschen Reaktorsicherheitsforschung werden seit vielen Jahren im Rahmen einer langfristig angelegten wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Russland, der Ukraine und den Staaten Mittel- und Osteuropas genutzt. Die Ergebnisse dieser Zusammenarbeit bilden die Grundlage für sicherheitstechnische Untersuchungen zu WWER- und RBMK-Reaktoren und für die daraus abgeleiteten Aussagen zur Sicherheit dieser Anlagen. Die Zusammenarbeit hat sich in den vergangenen fünf Jahren von der anfangs einseitigen Übertragung deutschen Know-hows in die östlichen Partnerländer weiter zu einer Forschungs Kooperation zu beiderseitigem Nutzen entwickelt. Die Zusammenarbeit ist mit dem Ziel fortzusetzen, weiterhin Beiträge zur Erhöhung der Sicherheit von WWER- und RBMK- Reaktoranlagen zu leisten.

Im Rahmen von WTZ-Vorhaben wurden Kriterien und Verbrennungsmodelle zur Beschreibung des Verbrennungsverhaltens von Wasserstoff während möglicher schwerer Störfälle entwickelt und auf WWER-Reaktoren angewendet. Die Kriterien werden in das 3D Programm GASFLOW eingearbeitet. Korrosionsuntersuchungen an Stählen in flüssigem Blei oder Blei-Wismut wurden fortgeführt und Handhabungstechnologien und Verfahren zur Oberflächenbehandlung entwickelt, um die Korrosionsanfälligkeit zu verringern. Weiter wurden im Rahmen der Arbeiten Experimente zur Oxidationskinetik und zum Degradationsverhalten von B₄C-Steuerstäben durchgeführt und analysiert. Die Arbeiten zur Bestimmung des H₂-Quellterms sowie zur Verteilung und Verbrennung von H₂ im Reaktorgebäude sind weit fortgeschritten, sollen aber ebenso wie die Untersuchungen zur Korrosionsbeständigkeit von Stahl in Kontakt zu Blei-Wismut gemeinsam mit russischen Forschungsstellen fortgeführt werden.

4.5.1 Codeadaption und -entwicklung

Ein Schwerpunkt der bisherigen Zusammenarbeit war die Adaption und erweiterte Validierung der in Deutschland entwickelten Rechenprogramme für die bauartspezifischen Verhältnisse russischer Reaktortypen sowie die Durchführung generischer Stör-

fallanalysen. Im Zeitraum 2002 bis 2006 wurden den Partnerländern im Rahmen der Kooperation die jeweils aktuellen Versionen der in Deutschland weiterentwickelten Simulations- bzw. Analyseprogramme zur Bewertung der nuklearen Sicherheit übergeben und Experten aus den kooperierenden Forschungsinstituten bei der Einarbeitung und Anwendung unterstützt. Die aus den Anwendungen der Codes auf WWER- und RBMK- Anlagen resultierenden Erfahrungen sind in die Weiterentwicklung und Validierung der deutschen Programme eingeflossen. Diese Arbeiten sind fortzusetzen mit dem Ziel, die im Rahmen der deutschen Reaktorsicherheitsforschung laufend erarbeiteten Codeverbesserungen den Partnerländern weiterhin zugänglich zu machen, den Validierungsumfang der Codes speziell für WWER zu erhöhen, die Kopplung mit Codes und Anlagenmodellen der Partnerländer auszubauen sowie den Erfahrungsrückfluss aus der Codeanwendung auch in Deutschland zu nutzen.

ATHLET und CFD-Codes

Der thermohydraulische Systemcode ATHLET bildet weiterhin die Grundlage gemeinsamer Weiterentwicklungs- und Validierungsaktivitäten für Störfallanalysen im Kühlkreislauf von WWER- und RBMK-Reaktoren. Besondere Bedeutung kommt dem best-estimate-Code ATHLET als Referenzcode für die russische Eigenentwicklung KORSAR zu. Die deutsche Methodik zur quantitativen Bestimmung der Aussagesicherheit von Rechenergebnissen wird zunehmend von den Partnerländern übernommen und angewendet; ein erheblicher Erfahrungsrückfluss hat sich in den vergangenen fünf Jahren entwickelt. Bemerkenswert sind die Arbeiten russischer Experten zur Annäherung dreidimensionaler Problemanalysen durch extrem feine örtliche Diskretisierung in der Modellierung des Reaktordruckbehälters mit ATHLET. Dadurch konnte die enorme Robustheit der numerischen Verfahren im ATHLET-Code gezeigt werden. Es wurde aber auch deutlich, dass auf echte 3D-Simulation mittels CFD-Codes zur Bewertung von räumlichen Verteilungs- und Vermischungsvorgängen in großen Volumina auf Dauer nicht verzichtet werden kann. Es wurden Validierungsrechnungen mit CFD-Codes auf der Basis von WWER-typischen Vermischungsexperimenten und im Rahmen der Phase II OECD-Benchmarks V1000CT durchgeführt.

Deutsche Beiträge werden durch Referenzrechnungen mit ATHLET und Teilnahme an der Konzeption und der Durchführung von Counterparttests an den Versuchsanlagen ISB und PSB erbracht. Für diese Tests wird Instrumentierung bereitgestellt. In den Jah-

ren 2002 - 2004 wurden die Arbeiten auch durch das EU-Projekt „**Improved Accident Management for VVERs**“ unterstützt. Zur weiteren Optimierung des Erfahrungsaustauschs wurde für ATHLET ein Internet-basiertes Anwenderforum eingerichtet, das auch als Modell für ähnliche Foren bezüglich anderer Code-Anwendungen dienen soll.

ATHLET-CD

Nach wie vor liegt der Schwerpunkt auf der Entwicklung von Methoden für die Simulation der Schmelzekonvektion im unteren Plenum und für die Berechnung der Belastung und der Schädigung des RDB. Die Übertragung der entwickelten Methoden auf WWER-Verhältnisse ist vorgesehen. Hierzu werden zu gegebener Zeit insbesondere Materialdaten von WWER- und RBMK-Reaktoren von der russischen Seite zur Verfügung zu stellen sein.

Um ATHLET-CD für die Simulation von Unfällen mit Kernzerstörung in WWER-Reaktoren umfassend zu nutzen, sind weitere Modelladaptionen, insbesondere zur Wärmeübertragung und Wärmestrahlung, zum materialspezifischen Abschmelzverhalten und zur Schmelzekühlung im unteren Plenum sowie zur Schädigung des RDB erforderlich. Es bestehen auf diesen Gebieten derzeit noch keine konkreten Pläne zu gemeinsamen Arbeiten im Rahmen der Zusammenarbeit mit Russland und Ukraine oder mit mittel- und osteuropäischen Ländern.

COCOSYS, ASTEC

Zur Simulation von Stör- und Unfallabläufen im Sicherheitseinschluss bzw. Confinement von WWER-Reaktoren wird das Programmsystem COCOSYS in verschiedenen Ländern Mittel- und Osteuropas eingesetzt. Der Modul DRASYS zur Simulation von dynamischen Kondensationsvorgängen wurde bereits an die besonderen Verhältnisse bei den Druckabbausystemen von WWER-440 und RBMK-Reaktoren angepasst und teilweise validiert. Diese Arbeiten sind unter Nutzung neuer experimenteller Ergebnisse fortzusetzen. Gekoppelte Versionen von ATHLET/COCOSYS der jeweils aktuellen Versionen wurden an mittel- und osteuropäische (MOE-) Länder übergeben und für erste integrierte Störfallanalysen eingesetzt.

In die mit Unterstützung der EU im 6. Forschungsrahmenprogramm europaweit ange-
laufenen Arbeiten zur Validierung des deutsch-französischen Integralcodes ASTEC zur
Quelltermbestimmung bei Kernschmelzunfällen wurden Partner in Russland und den
MOE-Ländern einbezogen. Diese Arbeiten sollen fortgeführt werden und werden einen
Beitrag zur universellen Anwendbarkeit des Codes liefern.

Kopplung ATHLET mit 3D-Neutronenkinetikcodes

Die genauere Analyse verschiedener Reaktivitätsstörfälle erfordert die gekoppelte Si-
mulation von Kreislauf-Thermohydraulik mit einer 3D-Neutronenkinetik. ATHLET ist be-
reits mit unterschiedlichen Kinetikprogrammen für die hexagonale Brennelementgeo-
metrie der WWER-Reaktoren gekoppelt (z. B. DYN3D, BIPR8). Von der generischen
Anwendung neuer gekoppelter Versionen, insbesondere aber aus der Validierung von
ATHLET/BIPR8 anhand gemessener Transienten in russischen WWER-1000-Anlagen
wird ein nützlicher Erfahrungsrückfluss erwartet.

Parallel hierzu erfolgt die Validierung des Codekomplexes DYN3D/RELAP anhand be-
trieblicher Transienten und durch Vergleichsrechnungen mit DYN3D/ATHLET. Darüber
hinaus wurden Analysen unterstellter Störfallszenarien an WWER bei Beladung mit
MOX- bzw. CERMET-(Keramik-Metall-)Brennstoff durchgeführt. Die Annahmen zu den
thermohydraulischen Randbedingungen dieser Transientenanalysen sollen durch Ver-
mischungstests und durch Berechnung von Borkonzentrationsprofilen bei Deborie-
rungstransienten untermauert werden.

Zur Analyse von Reaktivitätsstörfällen in RBMK-Reaktoren mit quadratischer Brenn-
elementgeometrie ist ATHLET mit dem 3D-Kinetikprogramm QUABOX/CUBBOX ge-
koppelt. Diese Kombination wird für Sicherheitsbewertungen, teilweise mit Unterstüt-
zung der EU, erfolgreich eingesetzt.

Nachrüstmaßnahmen, sowie neue Brennelementauslegungen und neue Steuerstab-
konstruktionen bei RBMK erfordern in Zukunft weitere Modellanpassungen, um sicher-
heitsrelevante Fragestellungen, wie Reaktivitätsverhalten und Wirksamkeit des Zweit-
abschaltsystems, untersuchen zu können.

Dies betrifft die Erweiterung und Anpassung der Wirkungsquerschnittsbibliothek um Kernbeladungen mit neuen Brennelementen mit erhöhter Anreicherung, die Modellierung neuer Stabkonstruktionen sowie die anlagenspezifische Anpassung des komplexen Reaktorregel- und Schutzsystems und Modellierung des Steuerstabkühlkreislaufs. Die eingesetzten Modelle sind durch Vergleich mit Anlagenmessungen und Ergebnissen russischer Codes zu verifizieren.

Reaktorphysik/Kerndaten

Zur Erzeugung von Wirkungsquerschnitten in WWER-1000-Brennelementen mit erhöhter Anreicherung ist das Abbrandprogramm KENOREST für WWER-Verhältnisse zu erweitern. Vergleichsberechnungen gleicher Transienten mit unterschiedlichen verfügbaren Querschnitts-Bibliotheken liefern bislang große Unterschiede in den Ergebnissen. Die Ursachen für diesen Sachverhalt sind aufzuklären.

Es wurden Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken für MOX- und CERMET-Brennelemente generiert, die an den Code DYN3D angeschlossen wurden. Mit DYN3D wurden damit Kernausslegungsrechnungen für verschiedene MOX-Beladungen durchgeführt.

Entwicklung von interaktiven Störfallsimulatoren

Analysesimulatoren mit umfangreicher anlagenspezifischer Modellierung der Leit- und Systemtechnik, grafischer Benutzeroberfläche und interaktiver Bedienung haben sich auch für WWER-Reaktoren durchgesetzt. Auf der Basis der Simulationssoftware ATLAS wurde der Simulator für den WWER-1000/W-320 entwickelt. Zusätzlich wurde mit der Entwicklung eines Analysesimulators für eine WWER-440/W230-Anlage begonnen, der insbesondere zur Untersuchung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen benötigt wird. Diese Aktivitäten sollen fortgeführt und zum Abschluss gebracht werden.

4.5.2 Alterung von RDB durch Neutronenversprödung

Untersuchung von Materialproben aus den Reaktordruckbehältern des KKW Greifswald

Die Gewinnung und Analyse von Proben aus dem RDB der Greifswalder Anlagen ist von herausragender Bedeutung für die Bewertung der bestrahlungsinduzierten Materialversprödung der WWER in Osteuropa. Bereits früher wurden Daten zur Bestrahlungsbelastung und zur Betriebshistorie in einem WTZ-Projekt zusammengestellt und ausgewertet.

Die Arbeiten sollen mit örtlich hoch aufgelösten Berechnungen der Neutronenfluenz an den Orten der Materialentnahme sowie Untersuchungen mittels retrospektiver Neutroendosimetrie fortgeführt werden. Die Materialuntersuchungen sind primär auf die Ermittlung der Sprödbruchübergangstemperatur gerichtet.

Reaktordosimetrie

Die Berechnungsmethoden für die Ermittlung von Neutronen- und Gammastrahlungsbelastungen des RFB bei WWER-1000 wurden an Fluenzmessungen justiert. Hierdurch wurde es möglich, mittels Monte-Carlo-Rechnungen die über die gesamte Betriebszeit akkumulierten Neutronenfluenzen auch für kritische Positionen der Auflagenkonstruktion abzuschätzen.

4.6 Innovative Konzepte

Feststellung der Evaluierungskommission:

„Die in Deutschland bestehende Kompetenz sollte auch künftig mit dem Ziel genutzt werden, die kerntechnischen Sicherheitsmaßstäbe weiter zu erhöhen“.

Tabelle 6 : Themenbereiche, Einzelthemen, Forschungseinrichtungen

Bild 9 : Personalprognose für Themenbereiche

Fachbereich „Innovative Konzepte“

Kap.	Themenbereiche	Einzelthemen	Forschungseinrichtung
4.6	Innovative Konzepte		
4.6.1	Innovative internationale Reaktorkonzepte	Strategische und sicherheitstechnische Bedeutung	FZK, RUB
		Erzeugung von Strom und Prozesswärme	FZD, FZJ, FZK, RUB
		Entwicklungen zu den sechs GIF-Konzepten	FZD, FZJ, FZK, RUB
4.6.2	Vermeidung und Abbau von langlebigen radioaktiven Abfällen	Bessere Brennstoffauswertung bei heutigen Reaktoren	AREVA NP, FZJ, FZK
		Transmutation	FZD, FZJ, FZK, RUB

Tabelle 6: Forschungsschwerpunkte der Forschungseinrichtungen zum Fachbereich „Innovative Konzepte“

Innovative Konzepte

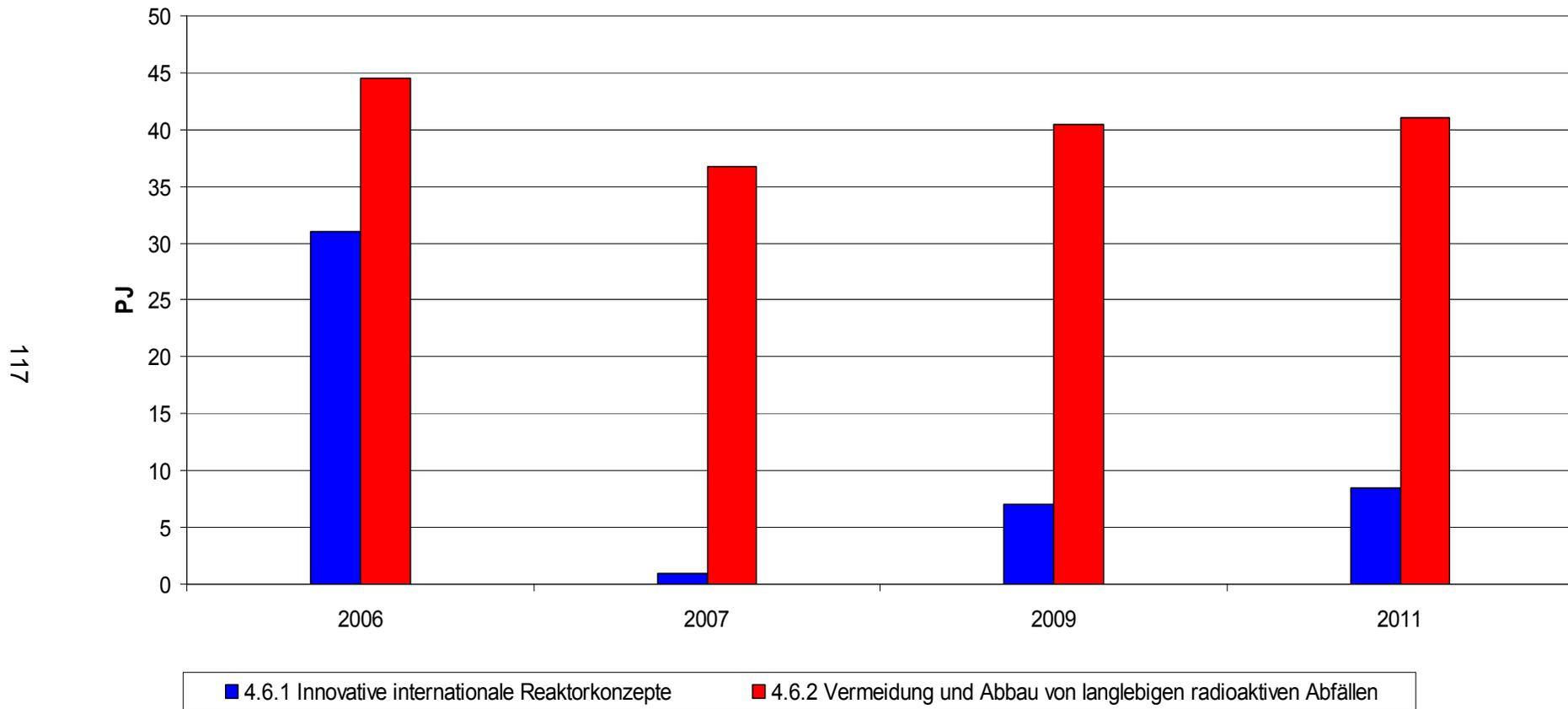


Bild 9: Personalprognose für Themenbereiche des Fachbereichs "Innovative Konzepte"

Weltweit arbeiten viele Forschungseinrichtungen an innovativen Sicherheitskonzepten. Es ist zu prüfen, ob diese Konzepte Elemente enthalten, die zur Sicherheitsverbesserung der in Deutschland betriebenen Reaktoren genutzt werden können. Weiterhin könnte Transmutation langlebiger Radionuklide zur Sicherheit der Endlagerung radioaktiver Abfälle beitragen.

Die deutschen staatlich geförderten Arbeiten zu diesen Themen beinhalten ausschließlich die Mitarbeit an der Weiterentwicklung von Sicherheitsanforderungen und Sicherheitstechnologien. In diese Arbeiten werden neue Erkenntnisse aus Betriebserfahrungen und aus laufenden Forschungsarbeiten sowie die Entwicklung grundlegender Technologien zur Minimierung radioaktiven Abfalls einbezogen.

Die deutsche kerntechnische Forschung und Entwicklung hat auch auf diesen Gebieten erhebliche Kompetenz, welche in internationale Netzwerke (IAEA, OECD, EU) eingebracht wird, um die Sicherheit kerntechnischer Anlagen auch in Zukunft weiter zu verbessern. Sicherheitsnachweise für kerntechnische Anlagen sind stets nach internationalem Stand von Wissenschaft und Technik zu führen.

Wissenschaftler deutscher Forschungseinrichtungen sollen auch zukünftig an internationalen Entwicklungen teilnehmen, um diese auf ihre Nutzbarkeit für sicherheitstechnische Weiterentwicklungen deutscher Anlagen hin zu überprüfen und um das hier vorhandene sicherheitstechnische Wissen einzubringen.

Für wissenschaftlichen Nachwuchs sind Arbeiten zu innovativen Konzepten von besonderem Interesse, da sie wissenschaftlich anspruchsvolle Themen beinhalten, in internationaler Kooperation durchgeführt werden und in internationale Projekte eingebunden sind. Somit tragen diese Arbeiten zum dringend notwendigen Erhalt und der Weiterentwicklung der kerntechnischen Sicherheitskompetenz in Deutschland bei.

4.6.1 Innovative internationale Reaktorkonzepte

Strategische und sicherheitstechnische Bedeutung

International werden im Rahmen der Generation IV-Aktivitäten der GNEP-Initiative verstärkt Anstrengungen unternommen, neue nukleare Reaktorkonzepte zu entwickeln. Ziele sind dabei die Verbesserung der Sicherheit, Wirtschaftlichkeit und der Proliferationssicherheit. Hierbei sollen auch neue Sicherheitssysteme wie z. B. passiv wirkende Sicherheitskomponenten entwickelt, getestet und eingeführt werden. Diese Entwicklungen sind z. T. auch auf bestehende Anlagen übertragbar. Weiter trägt die Mitarbeit an diesen Entwicklungen dazu bei, die Kompetenz deutscher Forscher zu erhalten und weiter zu entwickeln.

In analoger Weise gilt dies auch für den Brennstoffkreislauf einschließlich der Endlagerung.

Erzeugung von Strom und Prozesswärme

Ziel der Arbeiten zu Hochtemperaturreaktoren ist der Kompetenzerhalt im Hinblick auf die Beobachtung, Bewertung und Einflussnahme auf die Sicherheitsphilosophie zu modularen Hochtemperaturreaktor-Projekten, die aktuell in anderen Ländern durchgeführt werden. Dazu sind die Auswirkungen auf die Sicherheit bei Nutzung der nuklearen Prozesswärme für Wasserstoffherzeugung oder Herstellung von synthetischen Kohlenwasserstoffen zu erforschen.

Entwicklungen zu den sechs GIF-Konzepten

Arbeiten zu alternativen Konzepten innovativer Reaktoren waren in das 5. und 6. EU-Rahmenprogramm und Aktivitäten der IAEA eingebunden und sind Gegenstand der Aktivitäten des Generation IV International Forum (GIF). Betrachtet werden hier die Konzepte:

- Gas Cooled Fast Reactor (GFR)
- Sodium Cooled Fast Reactor (SFR)
- Lead Cooled Fast Reactor (LFR)
- Very High Temperature Reactor (VHTR)
- Super Critical Water Reactor (SCWR)
- Molten Salt Reactor (MSR)

Auf folgenden Gebieten zeichnen sich dazu Forschungsarbeiten ab:

- Reaktorphysik:
mikroskopische und makroskopische Wirkungsquerschnitte, Reaktivitätskoeffizienten, neue Brennstoffkonzepte, Fließverhalten für Brennstoffschüttungen
- Thermofluiddynamik:
Eigenschaftsänderungen im Kühlkreislauf, Transport von Korrosions- und Erosionsprodukten, Berücksichtigung von Wärmequellen im Kühlmittel
- Materialforschung:
Korrosion, Erosion, Hochtemperatureigenschaften, Stabilität im Strahlungsfeld, Prüfverfahren.

4.6.2 Vermeidung und Abbau von langlebigen radioaktiven Abfällen

In internationaler Kooperation werden Untersuchungen durchgeführt, um radioaktive Abfälle schon beim Betrieb von Kernreaktoren durch speziellen Brennstoffeinsatz zu minimieren.

In den heute betriebenen Kernreaktoren könnte der Abbau von Plutonium durch den Einsatz von thoriumbasierten oder Inert-Matrix basierten Plutonium-Mischoxidbrennstoffen entscheidend schneller erfolgen als dies zurzeit in konventionellen uranbasierten Reaktorkernen möglich ist. In diesem Zusammenhang werden sicherheitstechnische Analysen für Druckwasserreaktoren durchgeführt. Zielsetzung der

Arbeiten ist die Steigerung des Plutoniumumsatzes unter Beibehaltung oder sogar Verbesserung der sicherheitstechnischen Charakteristiken des Reaktors. Alternative Brennstoffstrategien, wie z. B. die Verbrennung von Minoren Actiniden in Leichtwasserreaktoren zur Verringerung der langlebigen Radiotoxizität, sollen zukünftig im Detail hinsichtlich ihrer Umwandlungseffizienz sowie hinsichtlich der Auswirkungen auf den Brennstoffkreislauf in internationaler Kooperation untersucht werden.

Bessere Brennstoffauswertung bei heutigen Reaktoren

Ein zentrales Element der Abfallminimierung ist die Erhöhung des Entladeabbrands. Eine Abbranderhöhung durch Anreicherungssteigerung bewirkt bezogen auf die erzeugte Energie eine Verringerung der produzierten Aktiniden, insbesondere des thermisch spaltbaren Plutoniums, da dieses bereits in den Uran-Brennelementen wesentlich zur Energieerzeugung beiträgt. Bei den zurzeit in Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren ist diese Maßnahme im Wesentlichen durch die Herstellungs-, Transport- und Umgangsgenehmigungen auf eine Anreicherung von 5 Gew.-% U-235 begrenzt.

Heutige Brennelemente für LWR weisen in dieser Hinsicht einen hohen Entwicklungsstand auf und erlauben den sicheren Betrieb der Elemente auch bei hoher thermischer Ausnutzung und bis zu hohen Abbränden. Die weitere Optimierung der Brennelementauslegung und der Kernbeladung dient dem Ziel der besseren Brennstoffnutzung.

Transmutation

Zielsetzung der Arbeiten zur Transmutation ist u. a. die Bewertung unterschiedlicher Konzepte hinsichtlich der technologischen Machbarkeit, der Sicherheitseigenschaften und der erreichbaren Transmutationsraten. Szenariountersuchungen des Brennstoffkreislaufs und neutronenphysikalische Untersuchungen zur Bewertung von Strategien zur Verringerung der Radiotoxizität des radioaktiven Abfalls durch Transmutation werden durchgeführt und sicherheitstechnischen Fragestellungen zum Transienten- und Störfallverhalten von Transmutationsanlagen wird nachgegangen.

Konzepte, die eine mögliche Alternative zur Transmutation von Plutonium und langlebigen Actiniden darstellen, sollen in internationalen Projekten innerhalb der Europäischen Union und des Internationalen Wissenschaftlichen Zentrums (ISTC) verfolgt werden.

5 Internationale Zusammenarbeit

Deutsche Forschungsarbeiten im Rahmen internationaler Zusammenarbeit sind in den Fachkapiteln dieses Berichtes berücksichtigt. Hervorzuheben sind die gemeinsamen Forschungsarbeiten mit Wissenschaftlern aus Mittel-, Osteuropa und Russland im Rahmen bilateraler Verträge der Bundesregierung bzw. deutscher Forschungseinrichtungen zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit und im Rahmen des ISTC-Programms.

In den vergangenen Jahren wurde die deutsche, aber auch die internationale Forschungslandschaft hinsichtlich verfügbarer Versuchsanlagen stark ausgedünnt. Durch die Sorge, dass ein Mangel an wichtigen Versuchsanlagen zu Defiziten bei den wissenschaftlichen Grundlagen zur Sicherheitsbewertung von Kernenergieanlagen führen könnte, hat die deutsche Mitwirkung in Forschungsprojekten der OECD NEA einen besonderen Stellenwert.

Allen OECD-Projekten gemeinsam ist das Interesse aller teilnehmenden Länder an der Lösung einer gleichermaßen erkannten sicherheitstechnischen Fragestellung und an der effizienten, gemeinsamen Nutzung der international noch verfügbaren experimentellen Ressourcen durch anteilige Finanzierung der erforderlichen Arbeiten. Experten aus den teilnehmenden Mitgliedsländern diskutieren detailliert die Planung dieser Projekte, beeinflussen zielgerichtet deren Durchführung und interpretieren die Ergebnisse bzgl. ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung in den jeweils zuständigen Arbeitsgruppen der OECD.

Üblicherweise werden OECD-Projekte in einer Standardform international vertraglich vereinbart. Dieser Vertrag enthält den fachlichen Vorschlag für das Arbeitsprogramm, die finanziellen Verpflichtungen der teilnehmenden Länder und die Regelungen für die Durchführung des Projektes und den Zugriff auf die generierten Ergebnisse. Die Kosten für das Projekt werden in der Regel zu ca. 50 % von dem Land getragen, in dem die Versuchsanlage betrieben wird. Die verbleibenden Kosten werden auf die übrigen sich beteiligenden OECD-Länder aufgeteilt, wobei sich die jeweiligen Anteile aus den Verhältnissen der entsprechenden Bruttonozialprodukte ableiten. Die finanzielle Beteiligung Deutschlands erfolgt in den meisten Projekten als Vorhaben im Rahmen der projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung des BMWi.

Deutschland beteiligt sich an allen gegenwärtig laufenden Projekten der OECD NEA und beabsichtigt dies auch für die geplanten Projekte.

Im Auftrag und unter fachlicher Begleitung der OECD/CSNI (Organisation for Economic Co-operation and Development / Committee on the Safety of Nuclear Installations) werden seit vielen Jahren sogenannte Internationale Standardprobleme (ISP) durchgeführt. Unter einem ISP versteht man die vergleichende Gegenüberstellung von analytischen (berechneten) und experimentellen (gemessenen oder bilanzierten) Daten. Die den ISP zugrunde gelegten Experimente betreffen verschiedene Gebiete der Reaktorsicherheitsforschung. Sie repräsentieren in aller Regel hinsichtlich der Versuchsauslegung und -durchführung und vor allem der Instrumentierung den jeweils aktuellsten internationalen Stand von Wissenschaft und Technik.

Bei der Ermittlung der analytischen Daten sollen Rechenprogramme Verwendung finden, die sowohl in der Forschung als auch von den im Auftrag der Genehmigungsbehörde tätigen Gutachtern bzw. der Industrie für die sicherheitstechnische Beurteilung und für die Auslegung von Kernkraftwerken eingesetzt werden. Die Rechnungen sind dabei „best estimate“ und vorzugsweise ohne Kenntnis der Versuchsergebnisse durchzuführen.

Internationale Standardprobleme eignen sich somit sowohl zur Validierung (Vergleich zwischen Rechenergebnis und Experiment) und Verifikation (Vergleich zwischen mit verschiedenen Modellen erzielten Rechenergebnissen) als auch zu einer vertieften Diskussion über das phänomenologische Verständnis und die Umsetzung in einschlägige Modelle sowie zur Identifikation bestehender Defizite. Aus diesen Gründen sind viele frühere ISPs heute unverzichtbarer Bestandteil der Basis-Validierung führender Rechenprogramme.

Deutschland hat in der Vergangenheit erhebliche Beiträge zu ISPs geleistet, sei es durch ihre Ausrichtung, d. h. zur Verfügung stellen von Experimenten sowie technische Durchführung und Dokumentation der Vergleichsaktivitäten, oder durch die Teilnahme mehrerer deutscher Institutionen. Gerade im Hinblick auf die inzwischen sehr eingeschränkten experimentellen Möglichkeiten in Deutschland wird die Notwendigkeit unterstrichen, diese grundsätzliche Haltung zu ISPs auch für die Zukunft beizubehalten.

Im Rahmen von Co-ordinated Research Programs (CRPs) der IAEO werden zwei Programme bearbeitet. Das erste Programm konzentriert sich auf F&E-Arbeiten zum

Nachweis der technologischen Machbarkeit der Transmutation von langlebigem radioaktiven Abfall und deren Auswirkungen auf die Verringerung der Radiotoxizität. Es werden Methoden zur Beschreibung der Dynamik von Transmutationssystemen entwickelt und zukünftiger Forschungsbedarf definiert. Das zweite Programm befasst sich mit Sicherheitsfragen und Methodenentwicklung zur Transmutation von Plutonium in einem russischen BN-600 Reaktor.

5.1 In 2002 bis 2006 ausgelaufene OECD-Projekte

HALDEN

Teilnehmer: 13 Länder

Durchführende Stelle: Institute for Energy Technology, Kjeller und HALDEN, Norwegen

Laufzeit: 01.01.2003 – 31.12.2005

Forschungsthemen: Brennelementforschung, Mensch-Maschine Wechselwirkung

MASCA (Material Scaling)

Teilnehmer: 17 Länder

Durchführende Stelle: Russisches Forschungszentrum Kurchatov Institut, Moskau

Laufzeit: 01.07.2000 – 30.06.2003

Forschungsthema: Phänomenologische Untersuchungen zum Verhalten von geschmolzenem Corium im Reaktordruckbehälter bei schweren Störfällen mit unterschiedlichen stofflichen Zusammensetzungen und Oxidationsgraden sowie des Eindringvermögens von Wasser und geschmolzenem Metall in bedeckende Krusten. Bestimmung von Stoffwerten für Corium und seine Komponenten im Hochtemperaturbereich.

MASCA II (Material Scaling)

Teilnehmer: 15 Länder

Durchführende Stelle: Russisches Forschungszentrum Kurchatov Institut, Moskau

Laufzeit: 01.07.2003 – 30.06.2006

Forschungsthema: Phänomenologische Untersuchungen zum Verhalten von geschmolzenem Corium im Reaktordruckbehälter bei schweren Störfällen mit unterschiedlichen stofflichen Zusammensetzungen und Oxidationsgraden sowie des Eindringvermögens von Wasser und geschmolzenem Metall in bedeckende Krusten. Bestimmung von Stoffwerten für Corium und seine Komponenten im Hochtemperaturbereich.

SETH

Teilnehmer: 15 Länder

Durchführende Stellen: Framatome ANP (Deutschland) zu PKL, Paul Scherrer Institut (Schweiz) zu PANDA

Laufzeit: 01.04.2001 – 30.09.2006

Forschungsthema: Experimentelle Untersuchungen in den Versuchsanlagen PKL (Deutschland) und PANDA (Schweiz) zum Primärkreislauf und zum Containment für die Verhinderung oder Beherrschung von Unfällen.

MCCI (Melt Coolability – Concrete Interaction)

Teilnehmer: 13 Länder

Durchführende Stelle: Argonne National Laboratory im Auftrag der US NRC

Laufzeit: 01.01.2002 – 31.12.2005

Forschungsthema: Experimentelle Untersuchung von Mechanismen zur Kühlbarkeit von Schmelze im Containment und zur langzeitigen 2D-Schmelze-Beton-Wechselwirkung.

5.2 Derzeit laufende und unmittelbar anstehende OECD-Projekte

CABRI-WL

Teilnehmer: gegenwärtig 13 Länder

Durchführende Stelle: Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)

Laufzeit: 2001 - 2008

Forschungsthema: Durchführung von Versuchen im Forschungsreaktor CABRI zur Bestimmung des Verhaltens von Hochabbrand- und MOX-Brennstäben unter den Bedingungen von Reaktivitätsstörfällen.

HALDEN

Teilnehmer: gegenwärtig 18 Länder

Durchführende Stelle: Institute for Energy Technology, Kjeller und HALDEN, Norwegen

Laufzeit: 01.01.2006 – 31.12.2008

Forschungsthemen: Die Ziele des Projektes sind auf die Unterstützung der Sicherheit existierender Reaktoren sowie die Verbesserung ihres Betriebsverhaltens gerichtet. Es gliedert sich in die Schwerpunkte: Mensch-Maschine Wechselwirkung und Brennstoff- und Materialforschung sowie Brennstoff-Bestrahlungsarbeiten.

MCCI-2

Teilnehmer: gegenwärtig 13 Länder

Durchführende Stelle: Argonne National Laboratory im Auftrag der US NRC

Laufzeit: 01.04.2006 - 30.06.2009 (verlängert auf 31.12.2009)

Forschungsthema: Experimentelle Untersuchung von Mechanismen zur Kühlbarkeit von Schmelze im Containment und zur langzeitigen 2D-Schmelze-Beton-Wechselwirkung, um wichtige Daten für Codeentwicklungen zur Verfügung zu stellen.

PKL-2

Teilnehmer: 14 Länder

Durchführende Stelle: AREVA NP GmbH, Erlangen, Deutschland

Laufzeit: 01.06.2007 - 31.12.2009

Forschungsthema: Experimentelle Untersuchungen zur Bor-Thematik bei Störfällen mit kleinem Leck im Primärkreis und bei Ausfall der Nachkühlung im $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb bei geschlossenem sowie bei geöffnetem Primärkreis.

PSB-VVER

Teilnehmer: gegenwärtig 7 Länder

Durchführende Stelle: Electrogorsk Research and Engineering Center (EREC),
Russische Föderation

Laufzeit: 01.02.2003 - 30.06.2007

Forschungsthema: Experimentelle Untersuchung bei der Versuchsanlage PSB als Datengrundlage für Rechenprogramme zum thermohydraulischen Anlagenverhalten von WWER-1000-Reaktoren bei Kühlmittelverluststörfällen und bei Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern durch Naturumlauf.

SETH-2

Teilnehmer: gegenwärtig 9 Länder

Durchführende Stellen: Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA), Frankreich
Paul Scherrer Institut (PSI), Schweiz

Laufzeit: 01.03.2007 - 31.12.2010

Forschungsthema: Experimentelle Untersuchungen in den Versuchsanlagen MISTRA (Frankreich) und PANDA (Schweiz) für die Weiterentwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur Modellierung der thermohydraulischen Vorgänge sowie des Mischungsverhaltens der Atmosphäre im Sicherheitsbehälter bei schweren Störfällen.

SCIP (Studsvik Cladding Integrity Project)

Teilnehmer: gegenwärtig 11 Länder

Durchführende Stelle: Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Japan

Laufzeit: 01.07.2004 - 30.06.2009

Forschungsthema: Bestimmung des Brennstabhüllrohrverhaltens unter Belastungsbedingungen von Leistungstransienten als Folge normalbetrieblicher und störfallbedingter Anlagenzustände. Dabei werden Hüllrohre unterschiedlicher Auslegung und Herstellung sowie Leistungsgeschichte untersucht.

ROSA / LSTF

Teilnehmer: gegenwärtig 11 Länder

Durchführende Stelle: Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Japan

Laufzeit: 01.04.2005 - 31.03.2009

Forschungsthema: ROSA/LSTF ist die weltweit größte Integral-Test Versuchsanlage und verfügt über zwei symmetrische Loops. Grundsätzliches Ziel der vorgesehenen Arbeiten ist es, die Kenntnisse im Bereich thermohydraulischer Sicherheitsaspekte als Datengrundlage für moderne mehrdimensional rechnende Codes zu erweitern.

OECD-THAI

Teilnehmer: Voraussichtlich 10 Länder

Durchführende Stellen: Becker Technologies GmbH, Deutschland

Laufzeit: 01.07.2007 - 30.06.2010

Forschungsthema: Experimentelle Untersuchungen in der Versuchsanlage THAI zum unfallbedingten Wasserstoff- und Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter um wichtige Daten für Codeentwicklungen und –validierungen zur Verfügung zu stellen.

SERENA

Teilnehmer: Voraussichtlich 10 Länder

Durchführende Stellen: Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA), Frankreich
Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), Rep. Korea

Laufzeit: 01.07.2007 - 30.06.2011

Forschungsthema: Mechanismen der Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkung und ihr Einfluss auf die Energiefreisetzung bei Dampfexplosionen außerhalb des Reaktor-druckbehälters bei den Versuchsanlagen KROTOS (Frankreich) und TROI (Rep. Korea).

BIP

Teilnehmer: Voraussichtlich 15 Länder

Durchführende Stellen: Atomic Energy of Canada Limited (AECL), Canada

Laufzeit: 01.07.2007 - 30.06.2010

Forschungsthema: Durchführung von Versuchen an der Forschungsanlage RTF, zur Verbesserung der Modellierung des Jodverhaltens im Containment nach schweren Störfällen.

Abkürzungen

ADS	Accelerator Driven System
AM	Accident Management
AMES	Ageing Materials Evaluation and Studies
ARTIST	Aerosol Trapping in Steam Generator
ASTAR	Advanced 3D Two-Phase Flow Simulation Tool for Application to Re-actor Safety
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code
ATHLET	Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten
ATHLET-CD	Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten - Core Degradation
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
BAM	Bundesanstalt für Materialforschung und –prüfung, Berlin
BGR	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
BMBF	Bundesministerium für Bildung und Forschung
BMC	Battelle Modell Containment
BMF	Bundesministerium für Finanzen
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BMWA	Bundesministerium für Wirtschaft und Arbeit
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie
CABRI	Französischer Versuchsreaktor der CEA
CAPRA	Consommation Accrue de Plutonium dans les réacteurs Rapides
CATHARE	Französischer Thermohydraulikcode (CEA)
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique, französische Atomenergiebe-hörde
CFD	Computational Fluid Dynamics
COBRA	Modell für Thermohydraulik innerhalb eines Brennelementes
COCOSYS	Containment-Code-System
COMET	Experimente zur Untersuchung von Kernschmelzunfällen
CORESA	Corium on Refractory and Sacrificial Materials

CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations
CUBBOX	Approximation by Cubic Local Polynomials
DCH	Direct Containment Heating
DEMONA	Demonstration nuklearen Aerosolverhaltens
DSA	Dynamic Strain Ageing
DWD	Deutscher Wetterdienst
DWR	Druckwasserreaktor
DYN3D	3-dimensionales Reaktordynamik-Programm
EOL	End of Life
FLUBOX	2D/3D Fluid-Modell für die Beschreibung zweiphasiger Strömungen
FZD	Forschungszentrum Dresden-Rossendorf
FZJ	Forschungszentrum Jülich
FZK	Forschungszentrum Karlsruhe
FZR	Forschungszentrum Rossendorf
GASFLOW	3 D CFD-Code
GIF	Generation IV International Forum
GNEP	Global Nuclear Energy Partnership
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
GVA	Gemeinsam verursachte Ausfälle
HTR	Hochtemperaturreaktor
IAEA	International Atomic Energy Agency
IBMB	Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz, Braunschweig
I&C	Instrumentation and Control (Leittechnik)
ICARE	Französischer Kernschmelz-Systemcode
IKE	Institut für Kernenergetik und Energiesysteme der Universität Stuttgart
IPM	Institut für Prozeßtechnik, Prozeßautomatisierung und Messtechnik, Hochschule Zittau/Görlitz (FH)

IPSN (IRSN)	Institute de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (Frankreich)
ISB	Russische Thermohydraulikanlage, kleine Lecks für WWER-440
ISP	Internationales Standard-Problem
ISTC	International Science & Technology Center
ISTec	Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH
IWM	Fraunhofer-Institut Werkstoffmechanik
IZFP	Fraunhofer-Institut Zerstörungsfreie Prüfverfahren
KAEVER	Kernschmelzaerosolverhalten
KATS	Karlsruher Thermit-Schmelzen (Experimente zur Ausbreitung und Kühlung der Kernschmelzen)
KESS	Kernschmelz-Systemcode
KTA	Kerntechnischer Ausschuss (D)
KV	Kompetenzverbund
LAVA	Kernschmelzeausbreitungsprogramm
LOCA	Loss of Coolant Accident
LP	Lumped Parameter (Rechencodes)
LWR	Leichtwasserreaktor
MARCH	Thermohydraulik-Modul des Source Term Code Package (amerikanischer Code)
MASCA	Material Scaling
MC3D	Modell zur Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkung (CEA Grenoble)
MEGAPIE	Mega watt Pilot Experiment (Pilot Spallationstarget)
MELCOR	Amerikanischer Integralcode zur Analyse schwerer Störfälle (NRC)
MJ	Mannjahre
MOX	Misch Oxid Kernbrennstoff (Uran/Plutonium; oder Thorium/Plutonium)
MPA-KA	Materialprüfungs- und Forschungsanstalt der TH Karlsruhe
MPA-S	Staatliche Materialprüfungsanstalt der Universität Stuttgart
MSR	Molten Salt Reactor (Salzschmelzereaktor)
NEA	Nuclear Energy Agency (der OECD)

OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
PANBOX	Neutronenkinetik-Rechenprogramm (Framatome ANP)
PANDA	Passive Nachwärmeabfuhr- und Druckabbau-Testanlage (Schweiz)
PHEBUS	Anlage für Kernuntersuchungen, Cadarache
PKL	Primärkreis Loop (Thermohydraulische 4-Loop-Versuchsanlage)
PDO	Probability of Detection
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSB	Russische Thermohydraulikanlage für WWER-1000
PT R	Projekträger Reaktorsicherheitsforschung (GRS)
PT WTE	Projekträger für Wassertechnologie und Entsorgung
PTS	Pressurized Thermo Shock
QUABOX	Approximation by Quadratic Local Polynomials
QUENCH	Experimente zum Quenchen von Stabbündeln
RALOC	Radiolysis and Local Concentration (Containment-Code)
RBMK	Graphit-moderierter Druckröhren-Reaktor sowjetischer Bauart
RDB	Reaktordruckbehälter
RECOM	Code for the Simulation of Radionuclide Resuspension at Bubbling Water Pool Surfaces
RELAP	Amerikanisches Störfallanalyse-Rechenprogramm
RIA	Reactivity Initiated Accident
ROCOM	Versuchsanlage für Vermischungsversuche
RODOS/RESY	Realtime Online Decision Support/Rechnergestütztes Entscheidungshilfe-System
RUB	Ruhr-Universität Bochum
SCDAP	Severe Core Damage Analysis Package, amerikanischer Kernschmelz-Systemcode (NRC)
SUSA	System zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse
SWR	Siederwasserreaktor
ThAI	Thermohydraulik-Aerosol-Iod (Versuchsanlage)
TOPFLOW	Transient Two Phase Flow Test Facility
TU-DD	Technische Universität Dresden

TUM	Technische Universität München
TU-MGD	Technische Universität Magdeburg
Uni-KA	Universität Karlsruhe
UPTF	Upper Plenum Test Facility
UPTF-TRAM	UPTF-Transient and Accident Management
US NRC	Nuclear Regulatory Commission, Washington DC (USA)
VANAM	Versuche zum Abbauverhalten nuklearer Aerosole in einer Mehr- raum-Containmentgeometrie
VVER	Druckwasserreaktor sowjetischer Bauart
WTZ	Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit (mit den Mittel- und Osteuropäischen Staaten)
WWER	Druckwasserreaktor sowjetischer Bauart

Literaturverzeichnis

- /EVK 00/ Nukleare Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland; Bericht der vom Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) berufenen Arbeitsgruppe (Evaluierungskommission); 21. Januar 2000
- /AtG 02/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) vom 23. Dezember 1959, Neufassung vom 15. Juli 1985, letzte Änderung durch Gesetz vom 22. April 2002 (BGBl. I 2002, Nr. 26)

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Projekträger des BMWi
für Reaktorsicherheits-
forschung PT R

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon (02 21) 20 68 - 0
Telefax (02 21) 20 68 - 6 29

www.grs.de/ptr/