



Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Departement für
Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation UVEK

Bundesamt für Energie BFE
Sektion Energieforschung

April 2010

Forschungsprogramm

Kerntechnik und Nukleare Sicherheit

Synthesebericht 2009 des BFE-Programmleiters

Auftraggeber:

Bundesamt für Energie BFE
CH-3003 Bern
www.bfe.admin.ch

Autor:

Dr. Jörg Dreier, Paul Scherrer Institut (PSI), joerg.dreier@psi.ch

Für den Inhalt und die Schlussfolgerungen ist ausschliesslich der Autor dieses Berichts verantwortlich.

Programmschwerpunkte

Die nukleare Energieforschung findet in der Schweiz hauptsächlich im Forschungsbereich Nukleare Energie und Sicherheit (NES) des Paul Scherrer Instituts (PSI) statt, während die Ausbildung in der Kerntechnik primär die Aufgabe der Eidgenössischen Technischen Hochschulen von Zürich und Lausanne ist. Die Verordnung über die Forschungsanstalten des ETH-Bereichs bildet die Basis für die Mission des Forschungsbereichs NES. Sie wird ferner bestimmt durch die Bedürfnisse an Forschung und wissenschaftlichen Dienstleistungen der nuklearen Gemeinschaft in der Schweiz, d.h. der Betreiber der Kernkraftwerke (KKW), die einen sicheren und wirtschaftlichen Betrieb ihrer (alternden) Reaktoren anstreben, der Entsorgungsorganisation Nagra und der Aufsichtsbehörde ENSI, welche die Einhaltung der Sicherheitsanforderungen durch die KKW kontrolliert. Alle diese Partner sind zudem daran interessiert, dass mittel- und langfristig eine adäquate Anzahl von Nachwuchsspezialisten der Kerntechnik erhalten bleibt, um Verantwortung im Bereich der nuklearen Stromerzeugung zu übernehmen.

Der Wert der nuklearen Energieforschung wird sowohl am PSI als auch innerhalb des ETH-Bereichs anerkannt, und ihr Umfang soll daher mindestens stabil gehalten werden. Für die strategische Planung wird weiter angenommen, dass heutige Reaktoren durch neue, mit den Nachhaltigkeitsgeboten noch kompatiblere ersetzt werden, was inzwischen durch die Einreichung von drei Rahmenbewilligungsgesuchen auch bestätigt wurde, und dass ein Lager für radioaktive Abfälle in der Schweiz gebaut werden soll. Die erforderliche hohe Flexibilität und Robustheit der Forschung werden durch Forschung auf generischen Gebieten, durch Verstärkung der Vernetzung innerhalb des PSI und durch Aufnahme neuer Hauptaktivitäten im Rahmen internationaler Zusammenarbeiten sichergestellt.

Die strategischen Arbeitsgebiete des NES umfassen daher folgende Hauptpunkte:

- Beiträge zum sicheren und wirtschaftlichen Betrieb der existierenden Kernkraftwerke in der Schweiz und zu Sicherheitsnachweisen für die geologische Endlagerung von Abfällen durch Stärkung der wissenschaftlichen Grundlagen in den entsprechenden Gebieten;

- Unterstützung der KKW-Betreiber und der Sicherheitsbehörde sowie die Sicherstellung einer Stand-by-Funktion in Schlüsselgebieten, insbesondere jene, welche ein Hotlabor benötigen;
- Bereitstellung von Input für Entscheidungen der Stakeholders;
- Förderung der Kernenergie mittels F&E in Richtung erhöhter Nachhaltigkeit, einschliesslich Sicherheit und Wirtschaftlichkeit;
- Angebot eines breiten Spektrums von Möglichkeiten für die Ausbildung junger Kernfachleute mit Erfahrung auch in anderen Energiequellen; insbesondere die Unterstützung des gemeinsamen Programms der ETHZ und der EPFL «Master of Science in Nuclear Engineering»;
- Unterstützung von und Nutzen aus der weltweit eingeleiteten «Renaissance» der Kernenergie, und deren Anwendung auf die aktuellen Bedürfnisse in der Schweiz.

Der NES ist in fünf Forschungslabors strukturiert, entsprechend spezifischen wissenschaftlichen und technischen Kompetenzfeldern, und er betreibt das einzige Hotlabor in der Schweiz sowie darüber hinaus die Reaktorschule für angehende Reaktoroperateure (Techniker HF).

Labor für Reaktorphysik und Systemverhalten (LRS)

Die vier Hauptprojekte im Rahmen der aktuellen LRS-Aktivitäten sind:

- LWR-Proteus: Messung reaktorphysikalischer Grunddaten für moderne, komplexe Brennstoffbündel in der kritischen Anlage Proteus zur Validierung von Computercodes und zur Reduktion von deren Unsicherheiten;
- Proteus-Upgrade: Umbau und Ertüchtigung der Anlage Proteus für Messungen an hoch abgebranntem Brennstoff;
- STARS: Entwicklung, Betrieb und Unterhalt eines umfangreichen Codesystems inklusive Datenbasis für Sicherheitsanalysen der Schweizer KKW in den Bereichen transiente Systemanalysen mit Unsicherheitsanalyse und entsprechende Validierungsarbeiten, Simulation von einphasigen Mischvorgängen mittels CFD, Analyse der SWR- und DWR-Reaktorkerne, Neutronik-

Studien zur Kritikalitätssicherheit, Brennstab-Modellierung, atomistische Modellierung von Brennstoff;

- FAST: Entwicklung und Implementierung eines integrierten Codesystems (Neutronik, Thermo-Hydraulik, Brennstabverhalten) für die vergleichende Analyse von Reaktoren mit schnellen Neutronenspektren.

Die Aktivitäten im LRS haben einen engen Bezug zur Kerntechnikausbildung an der EPFL (Reaktorphysik und Systemverhalten); dabei bestimmen die Forschungsprojekte im Labor weitgehend den Rahmen von Doktor- und Diplomarbeiten.

Labor für Thermohydraulik (LTH)

Die Aktivitäten im LTH fokussieren auf die Anwendung von Kenntnissen zur Wärme- und Stoffübertragung und der Hydraulik auf relevante Sicherheits- und Auslegungsfragen heutiger und zukünftiger Kernreaktoren. Dabei werden hinsichtlich der Sicherheitsbeurteilung sowohl auslegungs- als auch auslegungsüberschreitende Unfallbedingungen untersucht. Die zwei Hauptprojekte im Rahmen der aktuellen LTH-Aktivitäten sind:

- Alpha: Bestätigung von Auslegungsmerkmalen passiver Sicherheitssysteme für fortgeschrittene LWR mittels grossmassstäblicher Integraltests; experimentelle Untersuchung grundlegender Phänomene im Primärkreislauf und im Containment (Zweiphasenströmungsphänomene wie z.B. Blasenströmungen oder kritische Wärmestromdichten, Mischung/Stratifizierungs-Phänomene etc.) mit Separateffekt-Tests (Versuchsanlagen Panda – grossmassstäblich/Containment – und Linx; Entwicklung und Validierung neuer Methoden und Computercodes, einschliesslich 3D-Effekte u.a. mit CFD (Computational Fluid Dynamics)-Programmen;
- Schwere Unfälle: Experimentelle Untersuchung hauptsächlich zum Aerosolverhalten (derzeit nach einem Rohrbruch im Dampferzeuger in der Artist-Anlage) und der Jodchemie während postulierter schwerer Unfälle; Entwicklung und Validierung von Computercode-Modellen, Nutzung der Codesysteme zur Bestimmung der Quellterme für die Schweizer KKW.

Die Aktivitäten im LTH haben einen engen Bezug zur Kerntechnik-Ausbildung an der ETHZ (Nukleare Energiesysteme); die Forschungsprojekte im

Labor bestimmen weitgehend den Rahmen von Doktor- und Diplomarbeiten.

Labor für Nukleare Materialien (LNM)

Das LNM untersucht und beantwortet werkstoffbezogene, wissenschaftliche Fragestellungen zur Sicherheit, Lebensdauer(verlängerung) und Wirtschaftlichkeit heutiger und zukünftiger Reaktoren mittels anwendungs- und grundlagenorientierten, experimentellen und modeltheoretischen Arbeiten und nutzt hierzu gezielt die Grossanlagen des PSI (Hotlabor, SLS, SINQ) und seine schweizweit einzigartige Expertise im Umgang mit stark radioaktiven Materialien. Die drei Hauptprojekte im Rahmen der aktuellen LNM-Aktivitäten sind:

- Hochtemperaturmaterialien: Charakterisierung von fortschrittlichen Werkstoffen für den Einsatz in (insbesondere gasgekühlten) Reaktoren der Generation IV bei signifikant höherer Betriebstemperatur und stärkerer Strahlung; Entwicklung mechanistischer Modelle vom atomaren Niveau bis hin zum Kontinuum zur Voraussage des Langzeitverhaltens dieser Werkstoffe. Experimentelle Validierung dieser Modelle durch fortgeschrittene spektroskopische Methoden, insbesondere durch Einsatz von Synchrotron-Strahlung;
- Nukleare Brennstoffe: Mikrostrukturelle/mikromechanische Untersuchungen sowie modelltheoretische Arbeiten zur Alterung von Kerneinheiten (Brennstäbe, Strukturmaterialien); wissenschaftliche Begleitung der Untersuchung von Schäden und Identifizierung von Versagensursachen; Erprobung von Ansätzen für die Herstellung von Generation IV Brennstoffen und der dazugehörigen Brennstoffzyklen;
- Bauteilsicherheit (Integer): Experimentelle Charakterisierung wichtiger Alterungsmechanismen (Risskorrosion, Ermüdung, Strahlenversprödung) in Druck führenden Komponenten, die einen sicheren Langzeitbetrieb beeinträchtigen können; Entwicklung und Validierung von zuverlässigeren, mechanistischen Werkstoffalterungsmodellen und probabilistischen Methoden für Integritäts- und Lebensdauerbewertungen; Evaluation fortschrittlicher zerstörungsfreier Prüftechniken zur Früherkennung der Ermüdungs- und Korrosionsrissbildung und Charakterisierung des aktuellen Versprödungsgrades in Komponenten.

Labor für Endlagersicherheit (LES)

Die Forschungsaktivitäten des LES sind hauptsächlich auf die Geochemie von Endlagersystemen ausgerichtet. Seinen Auftrag sieht das Labor vorwiegend im umfassenden und vertieften Verständnis von Prozessen mit hoher Relevanz für das schweizerische Entsorgungsprogramm. Es forscht deshalb vornehmlich in den Gebieten:

- Geochemie von Tiefenlagersystemen, insbesondere die geochemische Immobilisierung und Rückhaltung von Radionukliden;
- Transportmechanismen von Radionukliden in Grundwassersystemen.

Beide Aktivitätsfelder berücksichtigen sowohl die relevanten in-situ Bedingungen als auch deren räumliche und zeitliche Veränderungen im geologischen Umfeld. Die Ergebnisse aus diesen Forschungsarbeiten fliessen direkt in die verschiedenen Sicherheitsnachweise ein. Damit unterstützt das LES den Bund und die Nagra bei ihrer Aufgabe, radioaktive Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung sowie aus den Kernkraftwerken sicher zu entsorgen.

Im November 2008 hat das Bundesamt für Energie (BFE) die von der Nagra im Rahmen des Sachplans Geologische Tiefenlagerung (SGT) erarbeiteten Vorschläge für geologische Standortgebiete der Öffentlichkeit vorgestellt. Es zeichnet sich ab, dass Beiträge zu den im Sachplan festgelegten

Arbeitsprozessen in den nächsten 10+ Jahren zu den prioritären Aktivitäten des LES gehören werden.

Labor für Energiesystem-Analysen (LEA)

Das LEA, ein PSI-Labor des NES unter gemeinsamer Führung mit dem Forschungsbereich «Allgemeine Energie» (ENE) befasst sich mit übergeordneten Aspekten der Energiebereitstellung. In Zusammenarbeit auch mit externen Partnern (ETHZ und vielen anderen) decken die LEA-Aktivitäten drei Hauptgebiete ab:

- Technologie-Bewertung (Projekt GaBe): Entwicklung und Implementierung von Methoden und Datenbanken nach dem Stand der Technik für die interdisziplinäre Bewertung von Energieversorgungsoptionen zur Unterstützung rationaler und nachhaltiger Entscheidungen,
- Energieökonomie: Durchführung quantitativer Analysen von Energiesystemen auf schweizerischer, europäischer und globaler Ebene zur Verbesserung des Verständnisses der Wechselwirkungen zwischen Energie, Ökonomie, Umwelt und Technik,
- Risiko und menschliche Zuverlässigkeit: Beiträge zur Lösung aktueller und aufkommender Fragen bei der Behandlung menschlicher Faktoren (HRA) im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA).

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse 2009

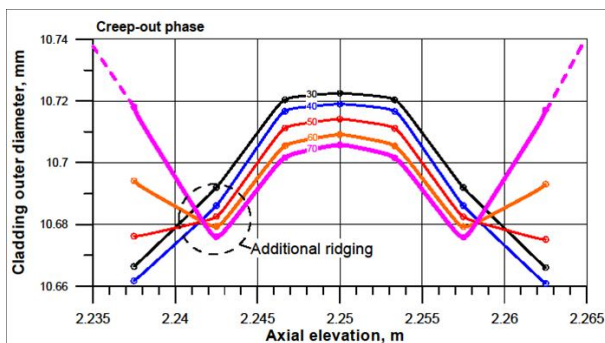
Um den unterschiedlichen Bedürfnisse und Interessen der schweizerischen Kernenergiegemeinschaft entsprechen zu können, geht bereits aus der obigen Einleitung deutlich hervor, dass die Arbeiten im Rahmen der NES-Projekte breit gefächert und sehr facettenreich sein müssen. Eine detaillierte Berichterstattung von allen Projekten würde den Rahmen dieses Berichtes bei weitem sprengen. Die untenstehenden Ergebnisse entsprechen daher nur Teilen der jeweiligen Projekte und sind entsprechend als Beispiele oder Teilergebnisse zu verstehen.

Sicherheit und sicherheitsbezogene Betriebsprobleme schweizerischer Kernkraftwerke

Stars (Sicherheitsexpertise und -forschung bezüglich Transientenanalysen der Reaktoren in der Schweiz) [1]

Die Mission des Projekts STARS besteht in Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren. Für eine möglichst weitgehende mechanistische Beschreibung, die auch als «Best-Estimate Analyse» bezeichnet wird, werden hierfür gekoppelte thermisch-hydraulisch-mechanische Modelle entwickelt und angewandt. Hierzu werden dem Stand

von Wissenschaft und Technik entsprechende Simulationsprogramme adaptiert, eingesetzt und auch weiterentwickelt. In der Schweiz übernimmt STARS teilweise die Rolle einer technisch-wissenschaftlichen Forschungs- und Sachverständigenorganisation zur Unterstützung des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats (ENSI). STARS entwickelt und pflegt hierzu einen umfassenden Satz von Modellen aller in der Schweiz betriebenen Kernkraftwerke. Darüber hinaus werden wissenschaftliche Dienstleistungen und fortgeschrittene Sicherheitsanalysen auch im Auftrag internationaler Aufsichtsbehörden und Kernkraftwerksbetreiber durchgeführt. Das Aufgaben-Spektrum umfasst im Betrieb befindliche Anlagen bis hin zu zukünftigen Leichtwasserreaktoren. Im vergangenen Jahr hat STARS seine Aktivitäten in den drei Hauptgebieten dynamisches Anlagenverhalten, Physik des Reaktorkerns und Brennstabverhalten fortgesetzt, wobei sowohl Arbeiten zur Entwicklung und Pflege fortgeschrittener numerischer Werkzeuge als auch ihr Einsatz zur Lösung angewandter Aufgaben auf Anforderung seitens des ENSI und der Kernkraftwerksbetreiber eingeschlossen waren.

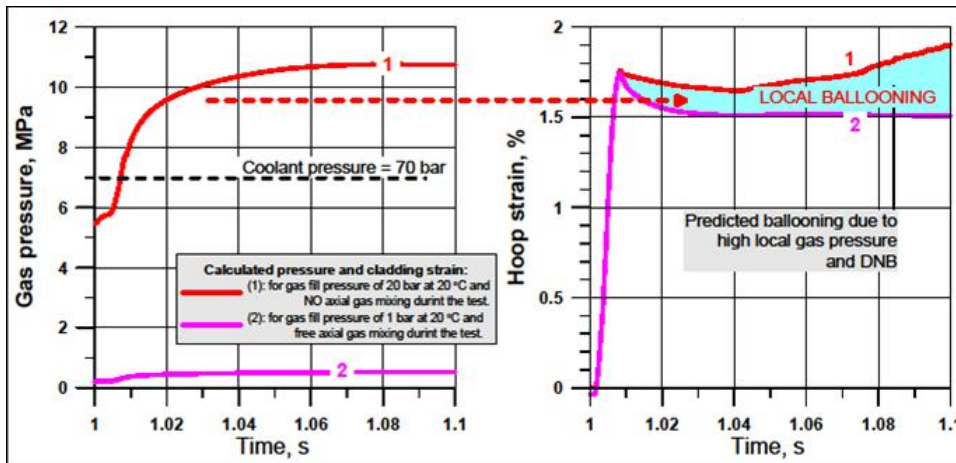


Figur 1: Berechnete Entwicklung des äusseren Brennstabdurchmessers in der Umgebung eines unterstellten fehlenden Brennstoffpellets während der stabilisierten Kriechphase.

Als Beispiel werden im Folgenden die Untersuchungen von Brennstabschäden näher beschrieben, die im vergangenen Jahr im Auftrag des ENSI durchgeführt wurden. An einem der Schweizer Druckwasserreaktoren waren Brennstabschäden durch primäre Rissbildung und Fretting bzw. Abrieb mit sekundärer Rissbildung aufgetreten, deren Ursachen nicht vollständig verstanden wurden. Dabei wurde eine signifikante Schrumpfung der Hüllen einiger Brennstäbe bei moderaten Abbränden vorgefunden. Im Rahmen von STARS wurde daraufhin untersucht, ob realistische Annahmen über Abweichungen der lokalen Betriebsparameter der

Brennstäbe eine derart signifikante Schrumpfung der Brennstabhüllen erklären und diese Deformationen zu den beobachteten Schäden führen können. Hierfür wurden hypothetische Annahmen über lokale Abweichungen der Parameter der Brennstoffpellets sowie der thermischen Arbeitsbedingungen der Brennstabhülle getroffen. So wurde z.B. unterstellt, dass Pellets an bestimmten Positionen ganz fehlen oder aber dass sich ein Pellet mit zu niedriger Anreicherung bis hin zu einem gänzlich passiven Pellet versehentlich im Brennstab befindet. Die Modellierung dieser Fälle ergab, dass unter den genannten Annahmen Regionen mit vergrössertem Brennstabdurchmesser gemeinsam mit den geschrumpften Bereichen auftreten würden (Fig. 1). Da dies nicht beobachtet wurde, konnten die genannten Fälle als Ursachen ausgeschlossen werden. Weitergehende Analysen haben ergeben, dass eine Verdichtung einzelner Pellets, ggf. kombiniert mit einer lokalen Überhitzung der Hülle und damit einer Erhöhung der Kriechraten des Hüllmaterials zu einer signifikanten Schrumpfung der Brennstabhülle führen können, und zwar bei den Abbränden der real betroffenen Brennstäbe. Im Ergebnis wurde eine Verringerung der Obergrenze für die Leistungsänderungsrate als Gegenmassnahme vorgeschlagen.

Die Forschungsaktivitäten zum Brennstabverhalten sind vorrangig auf die Erweiterung des Anwendungsbereichs des Rechenprogramms *Falcon* mit Blick auf das thermo-mechanische Verhalten von Hochabbrand-Brennstäben bei Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfällen gerichtet. 2009 wurden hierzu die Entwicklung und die Validierung von *Falcon*, gekoppelt mit dem Core-Modell GRSW-A, für reaktivitätsinduzierte Transienten fortgesetzt. Im Einzelnen wurden aktuelle Experimente am Forschungsreaktor NSRR (JAEA Japan) nachgerechnet. Es handelt sich dabei um zwei Reaktivitätsstörfall-Experimente, die bei Umgebungstemperatur und bei einer dem Reaktorbetrieb entsprechenden Temperatur durchgeführt wurden. Sie erlauben es, den Einfluss der Kühlmittelparameter (Druck und Temperatur), des Anfangsfülldrucks der Brennstäbe, der Dauer der Leistungsspitze und der Länge des mit Brennstoffpellets gefüllten Abschnitts des Brennstabs zu studieren. Durch Variation des Fülldrucks in den Modellrechnungen wurde nachgewiesen, dass der geringe Fülldruck der Brennstäbe bei den Experimenten am NSRR zu grösseren Abweichungen vom Brennstabverhalten im



Figur 2: Berechnete Dynamik des Füllgasdrucks im Vergleich zur mechanischen Spannung in der Brennstabhülle während eines Reaktivitätsstörfall-Experiments für unterschiedliche Annahmen über den Anfangsfülldruck (Falcon-PSI).

Leistungsreaktor führt. So bleibt der Fülldruck während der Experimente stets unterhalb des Kühlmitteldrucks. Dies gilt sowohl für die Tests bei niedriger Temperatur, als auch für die Versuche bei hohen Kühlmittelparametern (Fig. 2 links). Dadurch ist bei den Experimenten nicht mit dem Aufblähen (Ballooning) der Brennstabhüllen zu rechnen. Im Gegensatz dazu wird für den für Druckwasserreaktor-Brennstäbe typischen Fülldruck (20 bar bei Umgebungstemperatur für Spitzenabbrände von ~70 MWd / kg U) ein drastisches Anwachsen der mechanischen Spannung in der Brennstabhülle vorhergesagt, der zu Hochtemperatur-Kriechen und damit zu Ballooning infolge der störfallbedingten Leistungsspitze führt (Fig. 2 rechts).

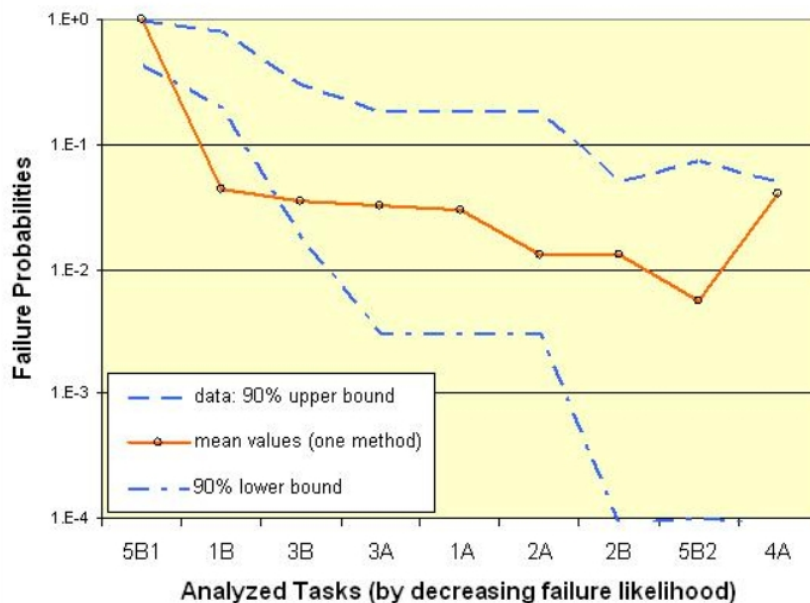
Risiko und menschliche Zuverlässigkeit (HRA) [2]

Probabilistische Sicherheitsanalysen benötigen häufig Abschätzungen von Versagenswahrscheinlichkeiten für nötige Eingriffe in sehr seltenen Unfall-szenarien. Die Zuverlässigkeit solcher Eingriffe wird mittels überprüfter Verfahren für einen grossen Bereich von Unfällen und umfangreichen Operatorentrainings (einschliesslich Notfallszenarienerfahrung in prototypischen Simulatoren) teilweise gewährleistet. Für die Abschätzung der Erfolgswahrscheinlichkeit solcher Aufgaben werden für die HRA Analysenmethoden Expertenbegutachtungen einbezogen, da für die wichtigsten Einflussfaktoren und den Einfluss ihrer Verknüpfungen auf die Zuverlässigkeit zu viele Beobachtungen notwendig wären, um statistische Relevanz zu erreichen. In der internationalen empirischen HRA-Studie werden HRA-Analysenmethoden beurteilt, und zwar aufgrund ei-

nes Vergleichs zwischen der Anwendung der Analysenmethoden und den empirischen Daten aus einer Simulatorstudie. Die Daten repräsentieren die Leistungsfähigkeit von 14 lizenzierten Operatorenteams während vier verschiedenen Unfallszenarien in der Versuchssimulatoranlage des «OECD Halden Reaktor»-Projekts. Durch ENSI finanziert war PSI ein federführender Partner, sowohl bei der Ges-

taltung der Studie und deren Methodik, als auch bei der HRA-bezogenen Analyse der Simulatordaten. Zusammen mit der U.S. Nuclear Regulatory Commission (amerikanische Sicherheitsbehörde), Sandia National Laboratories, Sciencetech (im Auftrag vom U.S. Electric Power Research Institute) waren PSI und OECD Halden für die Koordination und die Durchführung der Beurteilungen zuständig. Werke, Aufsichtsbehörden und technisch/wissenschaftliche Organisationen haben die 12 Gruppen gebildet, welche mit der Anwendung der HRA-Analysenmethoden die Voraussagen erarbeitet haben.

Die Methode für die Bewertung wurde unter Berücksichtigung der schwachen statistischen Relevanz gestaltet, d.h. für eine Stichprobe mit nur 14 Ereignissen. In Fig. 3 sind die Vorhersagen einer der verwendeten Analysenmethode für einen Satz von Szenarien dargestellt. Die Versagenswahrscheinlichkeitsvoraussagen können mit den aus den empirischen Daten abgeleiteten Vertrauensbereichen (blaue Kurven) verglichen werden. Wie im rechten Teil von Fig. 3 ersichtlich ist, sind diese Bereiche sehr gross, falls nur wenige Versagensfälle beobachtet wurden. Andererseits wurde eine qualitative Analyse der Leistungsfähigkeiten der Teams durchgeführt, woraus sich eine Anordnung der Aufgaben gemäss ihrer relativen Schwierigkeit ergab (abnehmende Schwierigkeit von links nach rechts in Fig. 3). Dieser qualitative Vergleich stellt den Startpunkt für detaillierte quantitative Vergleiche dar. Die hier verwendete Bewertung basiert auf dem Prinzip, dass eine Analysenmethode nur zuverlässige quantitative Vorhersagen machen kann, wenn sie alle wichtigen Probleme und Schwierigkeiten identifiziert



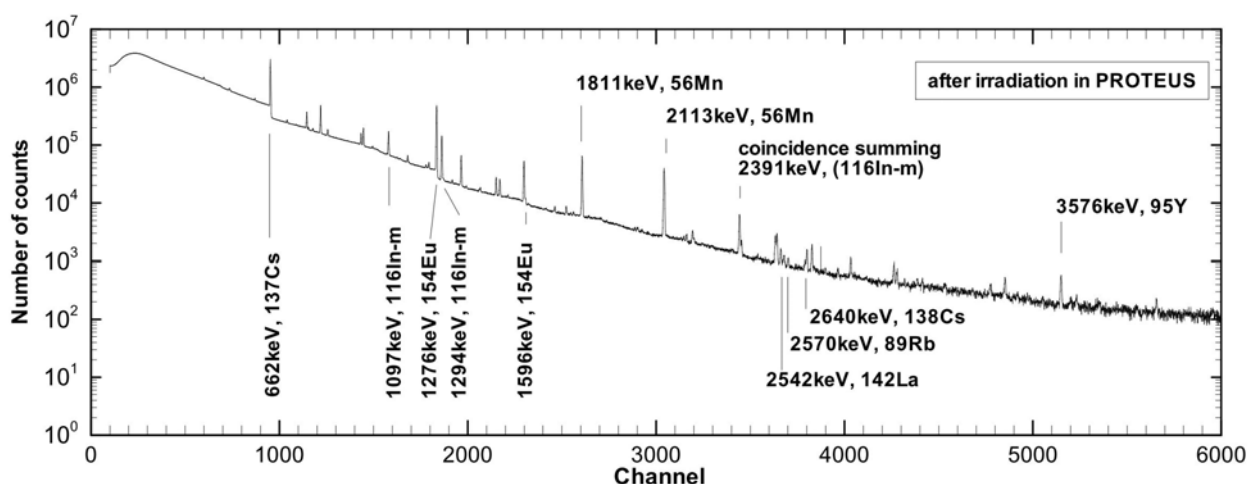
Figur 3: Vorhersage der Versagenswahrscheinlichkeiten mit einer ausgewählten HRA-Analysenmethode (Dampferzeugerheizrohrbruch-Szenarien).

(qualitative Vorhersage). Die niedrige Wahrscheinlichkeit für die zweite sowie die relative hohe Vorhersage für die letzte Aufgabe (siehe Fig. 3) deuten an, dass diese Analysemethoden gewisse Faktoren falsch gewichtet oder einige Probleme nicht berücksichtigt. Die im Simulator erfassten Daten ermöglichen eine umfassende Bewertung der Analysemethoden, die neben dem Vergleich der numerischen Resultate auch die zugrunde liegenden Ursachen für die Leistungsfähigkeit respektive Unzulänglichkeit der Methoden identifizieren konnte. Eine solche Bewertung der HRA Analysemethoden unterstützt die risikoorientierte Entscheidungsfindung, indem sie eine gut fundierte Basis darstellt für die Wahl der Methoden in den Analysen.

Proteus – Life@Proteus Programme [3]

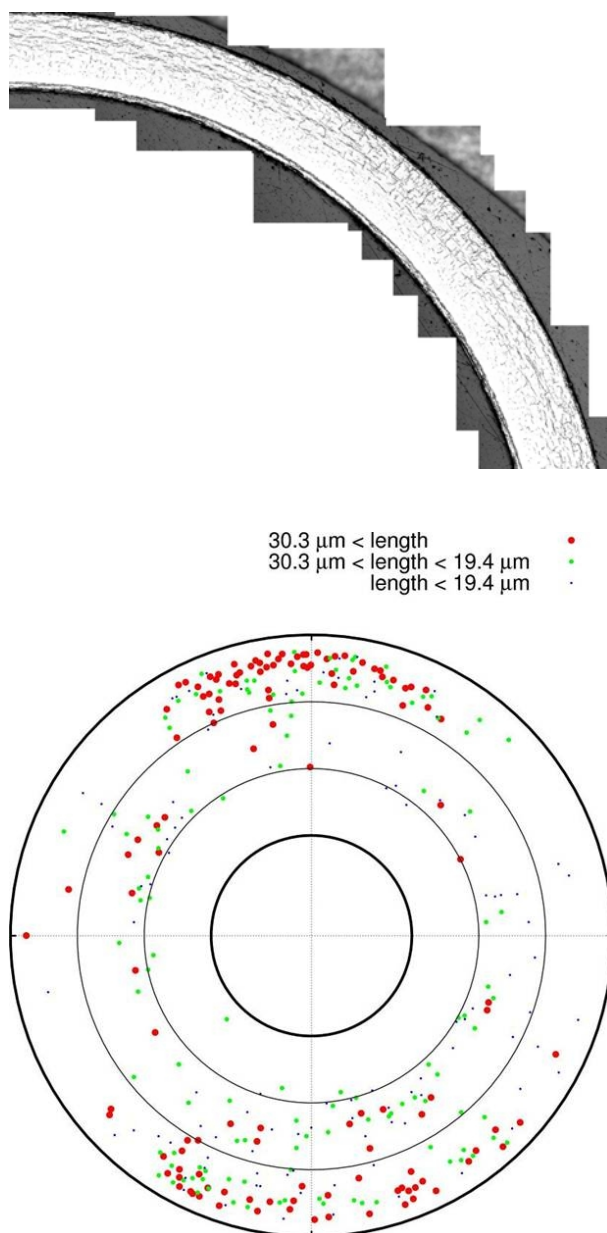
In die Testzone des Forschungsreaktors *Proteus* war im Berichtsjahr 2009 ein Gitter geladen, das einen «Supercritical Water Cooled Reactor (SCWR)» simuliert. Diese Konfiguration besitzt den Vorteil, dass nur die eigenen Treiberstäbe (5 % angereichertes UO_2) benötigt wurden. Es wurden SCWR-typische Leistungsverteilungen und Reaktivitätswerte von einzelnen Brennstäben experimentell bestimmt. Zudem wurde das Testgitter genutzt, um neue Messtechniken für das geplante Experimentierprogramm «Life@Proteus» zu entwickeln.

Das wesentliche Ziel von Life@Proteus ist die Durchführung von Experimenten mit stark abgebrannten (40 MWd / kg U bis 60 MWd / kg U) und frischen DWR-Brennstoffstäben, um die Physik des Übergangs zwischen frischem und abgebranntem DWR-Brennelement besser zu verstehen und die entsprechenden Rechenmethoden zu testen. Dazu wurden neue Messtechniken entwickelt, um die Leistungsverteilung auch in abgebrannten Brennstoff ermitteln zu können. Zum einen basieren die Techniken auf verzögerten Neutronen und zum anderen auf von Spaltprodukten emittierten Gammastrahlen. Zur Weiterentwicklung beider Methoden erfolgten umfangreiche Bestrahlungen mit abgebrannten Brennstabsegmenten (Abbrand bis 64 MWd / kg U).



Figur 4: Beispiel eines Gammaspektrums eines abgebrannten Brennstabsegments nach der Bestrahlung im Proteus.

Mittels eines Transportbehälters und eines Probenwechslers wurden mehrere frische und abgebrannte Segmente in die Testzone des *Proteus* eingeführt und bestrahlt. In jedem Segment wurden die induzierten Spaltraten gemessen. Ein Beispiel eines Spektrums hoch energetischer Gammastrahlen (>2500 keV), die von kurzlebigen Spaltprodukten emittiert werden, ist in Fig. 4 dargestellt. Danach wurde die relative Leistung zwischen frischen und abgebrannten Segmenten abgeleitet, die in guter Übereinstimmung mit MCNPX-Rechnungen sind.



Figur 5: Schliffbild eines Hüllrohrabschnitts mit Hydriden (oben) und Verteilung radialer Hydride über dem gesamten Hüllrohr-Querschnitt nach thermo-mechanischer Belastung.

Für die geplanten anspruchsvollen Experimente mit grösseren Mengen von abgebranntem LWR-Brennstoff muss die gesamte Anlage modernisiert und der Reaktor neu ausgelegt werden. 2009 wurden Arbeiten zu Erdbebenanalysen und entsprechende Ertüchtigungsmassnahmen der Gebäudestrukturen lanciert. Dabei ist ein wesentliches Ziel, den Nachweis zu erbringen, dass *Proteus* eine Kernanlage mit geringem Gefährdungspotenzial bleibt. Vor dem Hintergrund gestiegener Anforderungen an Kernanlagen und des verbesserten Planungsstandes sind leider höhere als die ursprünglich veranschlagten Projektkosten zu erwarten.

Auf Grund der hohen Temperaturen an der Oberfläche von Brennstäben im Reaktor kommt es zur Dissoziation des den Brennstab umgebenden Wassers. Der freiwerdende Sauerstoff führt hauptsächlich zur Oxidation des Hüllrohrs, während ein Teil des frei werdenden Wasserstoffs in das aus einer Zirkonium-Legierung bestehende Hüllrohr diffundiert.

Bei hohen Temperaturen ist der Wasserstoff in Lösung. Wird jedoch die Löslichkeitsgrenze überschritten, so kommt es zu einer Ausscheidung des Wasserstoffs in Form von Hydriden. Die Hydride orientieren sich, beeinflusst durch die Textur des Hüllrohrs, in transversaler Richtung. Diese Orientierung kann bei ungünstigen Temperatur- und Druckverläufen aufgehoben werden. Es ist offensichtlich, dass Hydride, die in radialer Orientierung aneinandergereiht vorliegen, eine Verschlechterung der mechanischen Eigenschaften des Hüllrohrs mit sich bringen: Alleine das mikroskopische Erscheinungsbild lässt bereits die Assoziation mit einem beginnenden Riss zu (Fig. 5).

Am PSI wurde eine Software entwickelt, die die Orientierung von Hydriden über den kompletten Umfang des Hüllrohrs anhand von Schliffbildern quantifiziert. Es konnte festgestellt werden, dass für die Umorientierung der Hydride der Wasserstoffgehalt in der Legierung, die mechanischen Spannungen sowie der Temperaturverlauf eine Rolle spielen. Der Einfluss der Bestrahlung auf die Hydrid-Umorientierung ist Gegenstand weiterer Untersuchungen.

Integer (Bauteilsicherheit) [5]

Das Projekt *Integer* befasst sich mit Alterungsmechanismen in Druck führenden Primärkreislauf-

komponenten sowie mit deren möglichen Auswirkungen auf die Lebensdauer und Sicherheit von Kernkraftwerken und wird stark durch die Schweizer Aufsichtsbehörde ENSI und durch KKW finanziell unterstützt. Die thermo-mechanische Ermüdung (TMF) ist ein wichtiger Schädigungsmechanismus der mit zunehmendem Anlagenalter an Bedeutung gewinnt und vereinzelt auch zu Ermüdungsrisssbildungen und Leckagen in Druck führenden Komponenten geführt hat.

Innerhalb der Projekte *Diagnostik-II* und *KORA-Ii* wird im Rahmen einer Dissertation die Risssbildung und das Kurzrissswachstum infolge TMF an Luft in zwei verschiedenen rostfreien Stählen, wie sie in Schweizer KKW zum Einsatz kommen, eingehend experimentell charakterisiert. Hauptziel dieser Doktorarbeit ist ein vertieftes, mikroskopisches Verständnis der der TMF zugrunde liegenden, metallphysikalischen Prozesse. Daneben liefern die Experimente einerseits Referenzprüfkörper mit TMF-Schädigung zur Kalibrierung unserer mikro-magnetischen Messmethoden zur TMF-Früherkennung im Rahmen von *Diagnostik-Ii*, und andererseits die TMF-Lebensdauerkurven an Luft, die wir als Vergleichsbasis zur Untersuchung des Einflusses des Reaktorkühlmittels auf die TMF-Risssbildung in *KORA-Ii* benötigen.

Zu diesem Zwecke wurde im Rahmen der Dissertation eine komplexe TMF-Versuchsanlage aufgebaut, die zurzeit für Versuche unter simulierten Reaktorkühlmittelbedingungen erweitert wird. Das TMF-Verhalten zweier verschiedener, rostfreier Stähle an Luft wurde zwischen 100 und 340 °C bei unterschiedlichen Dehnamplituden eingehend untersucht. Zu Vergleichszwecken wurden auch isotherme, niederzyklische, mechanische Ermüdungsversuche bei 100 und 340 °C durchgeführt.

Die Entwicklung der Oberflächentopographie und Mikrostruktur während den TMF-Experimenten wurde mittels Atomkraft-, Licht- sowie Raster- und Transmissionselektronenmikroskopie charakterisiert (Fig. 6). Aufgrund dieser mikroskopischen Untersuchungen kann eine schlüssige metallphysikalische Erklärung der Prozesse bei der TMF gegeben werden, was für die Entwicklung von zuverlässigeren, mechanistischen Lebensdauermodellen entscheidend ist. Trotz des stark unterschiedlichen, zyklisch-plastischen Verhaltens und der verschiedenen Risssbildungs- und Kurzrissswachstumsmechanismen unterscheidet sich die Ermüdungs-

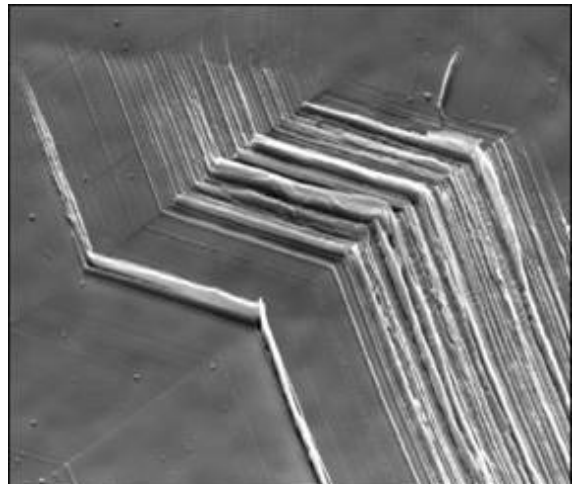
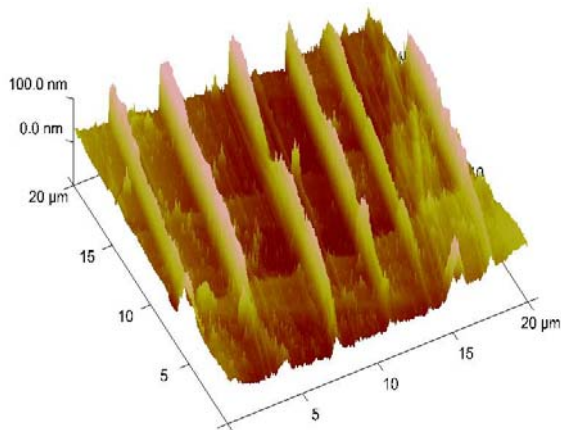
lebensdauer im untersuchten Parameterbereich für beide Werkstoffe und für thermo-mechanische und isotherme mechanische zyklische Beanspruchung aus technischer Sicht nur wenig. Dies gilt bei Kontakt zum Reaktorkühlmittel oder kleinen Dehnamplituden hingegen nicht mehr.

Forschung zu schweren Unfällen [6]

Förderung und Pflege von internationalen Kooperationen rund um das PSI-Projekt *Artist*.

Das Auftreten eines Dampferzeugerheizrohrbruchs (Steam Generator Tube Rupture, SGTR) in einem Druckwasserreaktor (DWR) kann sich zu einer besonderen Sicherheitsherausforderung entwickeln, wenn er sich in Kombination mit anderen Versagen ereignet, und damit möglicherweise zu einer direkten Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung führen kann. Obwohl solche Ereignisse eine sehr kleine Eintretenswahrscheinlichkeit aufweisen, stellen diese so genannten Bypasssequenzen einen signifikanten – wenn nicht sogar dominanten – Beitrag zum öffentlichen Risiko dar. Die standardmässigen probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) berücksichtigen typischerweise nur ein minimales oder gar kein Rückhaltevermögen der Spaltprodukte auf der Dampferzeugersekundärseite. Dies obwohl der Dampferzeuger mit seiner komplexen Geometrie eine grosse Oberfläche zum Einfangen von Spaltprodukten zur Verfügung stellt. Das Vorhandensein von Wasser rund um das Dampferzeugerheizrohrbündel kann die Rückhaltung zusätzlich vergrössern. Allerdings sind die verschiedenen Prozesse, welche die Rückhaltung kontrollieren, sehr komplex und es gibt weder zuverlässige physikalische Modelle noch empirische Daten, um qualifizierte Abschätzungen durchzuführen.

Das PSI hat bereits im Jahre 2000 das experimentelle und analytische Projekt *Artist* (Aerosol Trapping in a Steam Generator) lanciert, um die verschiedensten und unterschiedlichsten Aspekte der Aktivitätsrückhaltung auf der Sekundärseite von Dampferzeugern zu untersuchen. Von 2000 bis 2002 waren die Untersuchungen die zentrale Aktivität im Projekt SGTR des 5. Forschungsrahmenprogramms der EU, in welchem neben dem PSI VTT and Fortum (beide Finnland), NRG (Holland), ReJ (Tschechische Republik) und Ciemat (Spanien) teilgenommen haben. Der Schwerpunkt der Untersuchungen war der Einfluss des Flutens der



Figur 6: Ausbildung von Oberflächen-Extrusionen und Transmission von persistenten Gleitbändern an Zwillingskorn-grenze in rostfreiem Stahl infolge TMF.

Sekundärseite eines Dampferzeugers mit Wasser auf die Rückhaltung von Aerosolen.

Von 2002 bis 2008 waren die Aktivitäten in einem internationalen Projekt mit mehr als 12 finanziell beteiligten Partnern (US-NRC (USA), JNES (Japan), IRSN (Frankreich), Ringhals und SKI (Schweden), HSE (UK), AVN (Belgien), Ciemat, CSN und Polytechnische Universität Madrid (Spanien), ENSI, KKB und KKG (Schweiz), VTT (Finnland)) unter der Führung des PSI organisiert. Die zweite Phase dieses Projekts startete im Jahre 2009 und wird bis Ende 2011 dauern. Neben der Teilnahme der meisten Partner aus der ersten Phase, sind einige wenige Organisationen neu zum Projekt gestossen. Die verfügbaren Resultate sind bereits in die Risikoberechnungen einbezogen worden und haben die Nützlichkeit der gemessenen Aktivitätsrückhaltefaktoren der verschiedenen Komponenten der Dampferzeugersekundärseite bereits demonstriert. Das Potenzial für eine grosse Reduktion im Vergleich zu den Quelltermen von Nureg 1150¹ ist für einen typischen DWR in Fig. 7 dargestellt. Das Projekt hat neben den Daten für die Modellentwicklung und die Bewertung von Sicherheitsberechnungen auch neue Themen für fundamentale Untersuchungen identifiziert. Entsprechend wurden acht Dissertationen (4 am PSI und 4 bei Partnern) and zwei Masterarbeiten (beide bei Partnern) lanciert und zu einem grossen Teil bereits erfolgreich abgeschlossen.

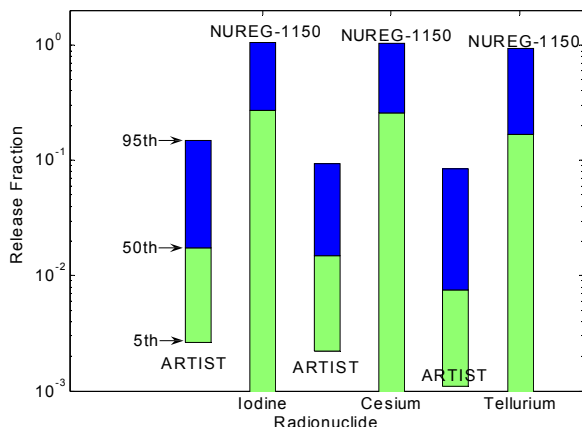
¹ Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants (Nureg-1150), 1990.

Entsorgung radioaktiver Abfälle [7]

Eine wichtige Komponente des Multi-Barrierenkonzepts für Endlager für radioaktive Abfälle ist die Bentonitverfüllung, die die Behälter mit verglastem hochradioaktiven Abfall und abgebrannten Brennelementen im Wirtsgestein umgibt. Bentonit zeichnet sich durch ein sehr hohes Rückhaltevermögen für Radionuklide aus, da sie auf den Bentonitoberflächen sorbieren und damit immobil werden. Berechnungen in Sicherheitsanalysen zeigen, dass viele Radionuklide schon im Bentonit zerfallen. Das Rückhaltevermögen wird in bisherigen Sicherheitsanalysen durch einen konstanten, radionuklid-spezifischen Parameter, dem sogenannten Sorptionskoeffizienten (k_D -Wert) charakterisiert, der in Batch-Sorptions-Experimenten für jeweils einzelne Radionuklide bestimmt wird. Neuere geochemische Experimente haben jedoch gezeigt, dass radionuklidspezifische k_D -Werte auch von der Konzentration von gleichwertigen Radionukliden und Hauptionen im Porenwasser abhängen. Es zeigte sich z.B., dass der k_D -Wert von Ni(II) von der Konzentration von anderen zweiwertigen Ionen (Co(II), Mn(II), ...) abhängt. Diese kompetitiven Sorptions-effekte sind in bisherigen Sicherheitsanalysen nicht berücksichtigt worden.

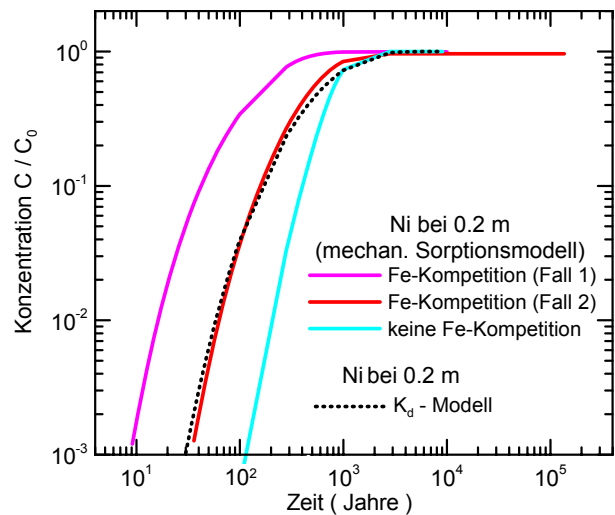
Ein mechanistisches Sorptionsmodell, welches diese kompetitiven Sorptionsprozesse berücksichtigt, und die dazugehörige Datenbank konnten jetzt in den reaktiven Transportcode MCOTAC integriert werden. Damit war es erstmalig möglich, den Einfluss von kompetitiven Sorptionsprozessen auf die Diffusion von Ni(II) durch Bentonit unter Berücksichtigung der Fe(II)-Konzentration zu untersuchen

und mit den Ergebnissen vom herkömmlichen k_D -Konzept zu vergleichen. Die ein-dimensionalen Berechnungen waren für ein geochemisches System, in dem Ni(II) von der Behälteroberfläche bei $x = 0$ m in den Bentonit diffundiert, wobei die gesamte Porenwasserchemie, die Diffusion von allen Wasserinhaltsstoffen sowie Oberflächenkomplexierungs- und Ionenaustauschreaktionen im Bentonit gleichzeitig mit berücksichtigt wurden. Die Berechnungen erfolgten dann für verschiedene Fe(II) Konzentrationen. Letztere ergeben sich aus der Annahme, dass das Bentonit Porenwasser bzgl. Siderit gesättigt ist, bzw. dass durch Behälterkorrosion weiteres Fe(II) in den Bentonit diffundieren kann. Die Resultate sind in Fig. 8 gezeigt.



Figur 7: Machbarkeit der Risikoreduzierung anhand von Artist-Rückhaltedaten bei spontanen Dampferzeugerheizrohrbrüchen.

Die relative Ni-Konzentration steigt im Bentonit bei $x = 0,2$ m umso früher an, je höher die Fe(II)-Konzentration im Bentonit-Porenwasser ist, d.h. umso grösser die kompetitiven Sorptionseffekte sind. Ni(II) kann weniger Sorptionsplätze belegen, da diese bevorzugt mit Fe(II) belegt sind. Wird die kompetitive Sorption Ni(II)–Fe(II) vernachlässigt, erfolgt der Ni-Anstieg am Spätesten. Der Vergleich mit dem k_D -Konzept zeigt, abhängig von der Fe(II)-Konzentration, grosse Abweichungen im zeitlichen Beginn des Ni-Anstieg gegenüber den Berechnungen mit dem mechanistischen Sorptionsmodell. Da aber die Fe(II)-Konzentration im Nahfeld eines geologischen Tiefenlagers für hoch radioaktive Abfälle mit der Zeit variieren kann, z.B. durch Behälterkorrosion und Mineralreaktionen, kann eine detaillierte Berechnung der Ni bzw. Radionuklidendiffusion nur mit einem reaktiven Transportmodell erfolgen, welches kompetitive Sorptionsprozesse berücksichtigt.



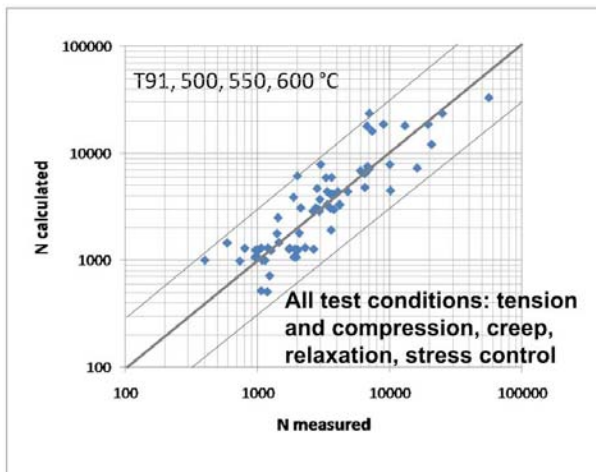
Figur 8: Mit MCOTAC und integriertem mechanistischen Sorptionsmodell berechnete Ni-Konzentration bei $x = 0,2$ m im Bentonit für verschiedene Fe(II)-Konzentrationen im Vergleich zu Berechnungen mit dem k_D -Konzept. Fall 1: Die Fe(II)-Konzentration im Porenwasser ist bestimmt durch die Löslichkeit von Siderit. Fall 2: Die Fe(II)-Konzentration im Porenwasser ist durch eine 10-mal kleinere Löslichkeit als die von Siderit bestimmt. Die Ni-Konzentration ist $C_0 = 10^{-5}$ M am Rand und zu Beginn 10^{-10} M im Bentonit.

Sicherheitsbezogene Merkmale zukünftiger Reaktorkonzepte

Hochtemperaturmaterialien [8]

Im Rahmen der Forschungsarbeiten zu Hochleistungswerkstoffen für zukünftige Nuklearanlagen (Generation IV) werden Lebensdauer bestimmende Schädigungsmechanismen für relevante Komponenten untersucht. Für das Reaktordruckgefäß zukünftiger Hochtemperaturreaktoren stehen neben den traditionellen Stählen für Leichtwasserreaktoren auch fortschrittliche, martensitische Stähle (modifizierter 9Cr–1Mo Stahl, Grade 91) zur Diskussion. Der Stahl «Grade 91» hat eine weit höhere Kriechbeständigkeit und er wäre daher bevorzugter Kandidat für ein Reaktordruckgefäß, dessen Werkstofftemperatur im Betrieb 400°C erreicht oder sogar überschreitet. In diesem Temperaturbereich kann aber bei hohen Spannungen Kriechschädigung auftreten. Diese Kriechverformung tritt entweder bei konstanter Spannung auf, oder – als Relaxation –, wenn die Verschiebungen (bzw. Dehnungen) konstant bleiben (wie etwa am Kerbgrund). Technisch besonders bedeutsam ist der Fall der Kombibelastung Ermüdung–Kriechen, die dann auftritt, wenn transiente Spannungen, wie sie beim An- und Abfahren vorkommen, während des Betriebs eine Kriechspannung überlagert wird. Obwohl seit

ca. vierzig Jahren im traditionellen Anlagenbau (Flugtriebwerke, Dampf- und Gasturbinen, Kessel) nach Designregeln für diese Art der Belastung geforscht wird, ist man bisher über die Verwendung einer einfachen, linearen Schadensakkumulation noch nicht hinausgekommen. Im Rahmen einer ASME-Designcode-Entwicklung für Hochtemperaturreaktoren bestehen Tendenzen, diese einfache lineare Schadenregel durch besser fundierte Konzepte zu ersetzen. Der Werkstoff «Grade 91» stellt nun insofern eine besondere Herausforderung dar, als seine Streckgrenze durch zyklische Belastung absinkt (zyklische Entfestigung), was wiederum einen Einfluss auf die Kriech Eigenschaften hat. Es wurde ein Modell (Strain Range Separation) entwickelt, das unter diesen Bedingungen eine sehr gute Vorhersage der Kriech-Ermüdungslebensdauer ermöglicht, wie in Fig. 9 gezeigt wird.



Figur 9: Vergleich von gemessenen Lebensdauern unter Kriech-Ermüdungsbelastung mit denen, die nach der «Strain Range Separation»-Methode bestimmt wurden. Das Streuband entspricht den Erwartungen aus reinen Ermüdungsversuchen.

Alpha [9]

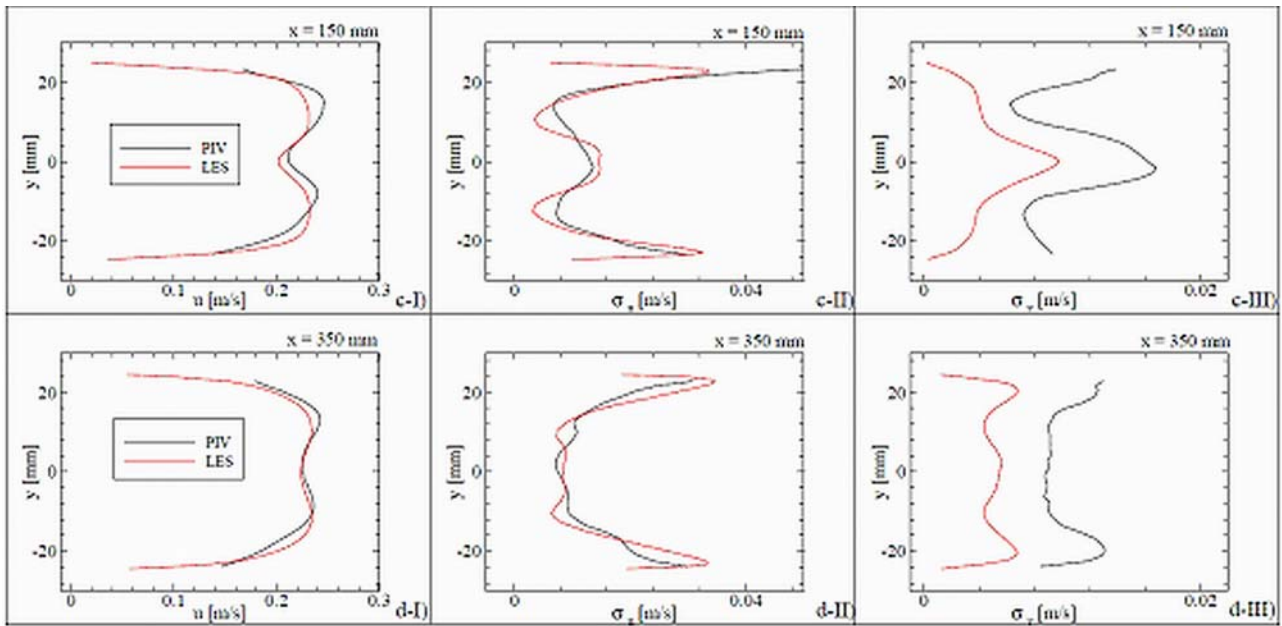
Das Labor für Thermohydraulik führt im Rahmen des PLiM-Projekts (Plant Life Management) Untersuchungen zur thermischen Ermüdung von typischen Komponenten in Kernkraftwerken durch. Wird ein Werkstoff zyklischen thermischen Belastungen ausgesetzt, ermüdet er, und dies kann zu Rissbildung führen. Ein besonders schwierig zu beschreibender Fall ist das Vermischen zweier Flüssigkeitsströme unterschiedlicher Temperatur, z.B. in T-Stücken. Um die Lebensdauer der betrachteten Komponente vorhersagen zu können, ist die Kenntnis der Temperaturfluktuationen durch die Vermischung essentiell. Um das fundamentale

Verständnis der turbulenten Vermischung und der daraus induzierten thermischen Belastungen zu erweitern, wird im Labor das Mischen zweier mittels Trennplatte geteilter Wasserströme in einem Kanal mit Temperatur- und Dichtedifferenz mit experimentellen und numerischen Methoden untersucht. In der GEMIX-Anlage (Generic Mixing Experiment) wird das Geschwindigkeitsfeld im Kanals mittels PIV (Particle Image Velocimetry) gemessen. Simultan kann mit Gittersensoren das Konzentrationsfeld (als Analogon zum Temperaturfeld), welches Aufschluss über die Vermischung gibt, gemessen werden.

Durch diese simultanen Messungen mit hoher zeitlicher und räumlicher Auflösung kann die turbulente Vermischung im Detail analysiert und charakterisiert werden. Mittels CFD (Computational Fluid Dynamics) werden die Strömungs- und Konzentrationsfelder im GEMIX-Kanal berechnet. Da die direkte numerische Lösung der zugrunde liegenden Impuls- und Skalartransportgleichungen für solch komplexe Strömungssituationen zu rechenintensiv ist, muss auf Turbulenzmodelle zurückgegriffen werden. Im vorliegenden Fall wird hierfür die Grobstruktursimulation (LES, Large Eddy Simulation) verwendet. Fig. 10 zeigt den Vergleich experimenteller und numerischer Daten 150 mm hinter der Trennplatte (obere Reihe) und 350 mm hinter der Trennplatte (untere Reihe). Das mittlere Strömungsprofil (dargestellt in der linken Spalte) zeigt eine gute Übereinstimmung zwischen Experiment und Simulation. Um das Mischverhalten beider Flüssigkeitsströme zu charakterisieren ist die Varianz der Fluktuationen der Geschwindigkeitskomponenten in Strömungsrichtung (mittlere Spalte) und normal zur Strömung (rechte Spalte) aufgetragen. Auch hier ist eine qualitative Übereinstimmung zwischen Experiment und Simulation zu erkennen, quantitativ wird die Komponente normal zur Strömung im Experiment überbestimmt. Durch diese kombinierte Anwendung von experimentellen und numerischen Methoden ist es möglich, komplexe Strömungsphänomene eingehend zu untersuchen und die eingesetzten Turbulenzmodelle zu überprüfen.

Fast [10]

Vergleich von neutronischen und sicherheitsrelevanten Parametern im Gleichgewichtsbrennstoffzyklus für fortgeschrittene Reaktoren der vierten



Figur 10: Vergleich experimenteller und numerischer Ergebnisse für eine mittlere Strömungsgeschwindigkeit von 0,2 m/s, 150 mm hinter der Trennplatte (obere Reihe) und 350 mm hinter der Trennplatte (untere Reihe). Aufgetragen ist das mittlere Strömungsprofil (linke Spalte), die Varianz der Fluktuationen der Geschwindigkeitskomponente in Strömungsrichtung (mittlere Spalte) und normal zur Strömungsrichtung (rechte Spalte).

Generation mit schnellem Neutronenspektrum (SFR, LFR, GFR).

Die fortgeschrittenen Reaktorkonzepte der vierten Generation mit schnellem Neutronenspektrum sollten in der Lage sein, ihren eigenen Brennstoff aus schlecht spaltbarem ^{238}U zu erzeugen und die minoren Aktinide aus ihrem abgebrannten Brennstoff zu reziklieren. Dieses Recycling, oder eigentlich die vollständige Schliessung des Brennstoffzyklus, kann die Menge an langlebigem radioaktivem Abfall stark reduzieren und die Nachhaltigkeit von Uran als Brennstoff erheblich erhöhen. Es hat jedoch einen negativen Einfluss auf die sicherheitsrelevanten Reaktoreigenschaften.

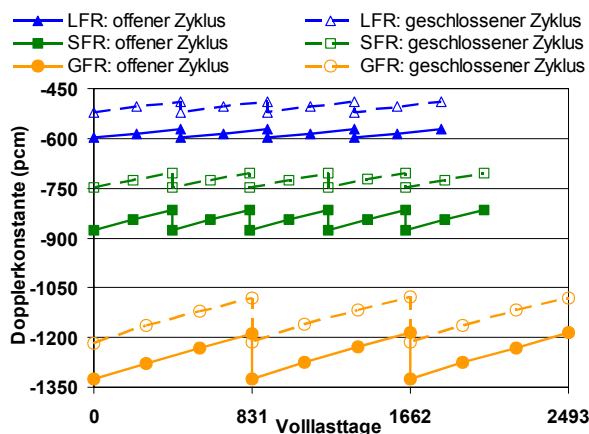
Bei mehrmaligem periodischem Ablauf des Brennstoffzyklus (Abbrand, Abkühlung und Aufarbeitung) konvergiert der Brennstoff zu einem Gleichgewicht. Im Projekt FAST wurde eine numerische Prozedur EQL3D (*Equilibrium fuel cycLe procedure*) zur Analyse von Gleichgewichtsbrennstoffzyklen entwickelt. Diese Prozedur nutzt die Vorteile des *Eranos 2.1 Code* und kann vorerst für zwei Gleichgewichtsszenarien angewendet werden: für einen offenen und einen geschlossenen Brennstoffzyklus. In beiden Fällen wird ein spezifisches Brennstoffmanagement explizit simuliert bis ein Gleichgewicht erreicht ist. Die Prozedur kann typischerweise 33 Energiegruppen für den Neutronenfluss und eine

hexagonal-z-3D-Kerngeometrie simulieren. Diese Geometrie erlaubt es, den Gleichgewichtsbrennstoffzyklus für komplexe Kernladungsszenarien zu charakterisieren.

Die Ziele dieser Studie sind (1) die EQL3D-Prozedur für den gasgekühlten schnellen Reaktor (GFR), den natriumgekühlten schnellen Reaktor (SFR) und den bleigekühlten schnellen Reaktor (LFR) anzuwenden, (2) die Bestätigung der Möglichkeit den GFR, SFR and LFR mit einem geschlossenen Brennstoffzyklus zu betreiben und (3) die berechneten Gleichgewichtsparameter der verschiedenen Systeme (Reaktivität beim Gleichgewicht, Brutverhältnis, Brennstoffzusammensetzung und sicherheitsrelevante Parameter) zu vergleichen. Für die drei betrachteten Kerne wurde eine Kernbeladungsstrategie gewählt, bei der die Brennelemente mit gleicher Abbrandgeschichte immer ringförmig gruppiert sind. Die Resultate wurden für einen offenen und einen geschlossenen (mit Natururan als Zusatzmaterial) Brennstoffzyklus verglichen. Die auslegungsspezifischen Zyklen für den GFR, SFR und LFR bestehen aus 3, 5 und 4 Kampagnen mit 2493, 2050 and 1824 Volllasttagen.

Die Tauglichkeit der drei Systeme mit einem geschlossenen ^{238}U – ^{239}Pu -Brennstoffzyklus zu arbeiten, wurde bestätigt. Des Weiteren wurde herausgefunden, dass im Gleichgewicht alle drei Systeme

als «Iso-Brüter» arbeiten und die Menge an produziertem ^{239}Pu gleich der Menge an verbranntem ^{239}Pu ist. Als Konsequenz: auch die Verhältnisse der $^{239}\text{Pu}/^{238}\text{U}$ -Massen sind ähnlich für alle drei Kerne ($\sim 0,12$), obwohl dieses Verhältnis vom Brennstoffzusatz und dem Neutronenspektrum abhängt. Die Schliessung des Brennstoffzyklus hat auch negative Folgen für die sicherheitsrelevanten Parameter der verschiedenen Kerne. Als Illustration dient Fig. 11, in der die Dopplerkonstanten für den offenen und den geschlossenen Brennstoffzyklus verglichen werden. Trotz der ähnlichen $^{239}\text{Pu}/^{238}\text{U}$ -Verhältnisse unterscheiden sich die sicherheitsrelevanten Parameter der Systeme sehr. Dies ist hauptsächlich auf die verschiedenen Neutronenspektren und Kühlmittel (Voidkoeffizient) zurückzuführen. Trotzdem zeigt sich, dass alle drei Kerne (nach Optimierung) als nachhaltige und saubere Energiequelle genutzt werden können.



Figur 11: Dopplerkonstante für LFR-, SFR- und GFR-Reaktoren in offenem und geschlossenem Brennstoffkreislauf während ihres spezifischen Kernzyklus Technologiebewertung [11].

Die *Technologie Assessment Gruppe* war 2009 in eine Vielzahl von Projekten involviert: Europäische Forschungsprojekte zu Nachhaltigkeit und Energiesicherheit (NEEDS, SECURE); Forschung im Verbund mit den ETH-Kompetenzzentren zu CO₂-Management bei der Stromerzeugung (CARMA); Emissionen durch Biomasseverbrennung (*Imbalance*); Arbeiten im Rahmen von Ecoinvent; Beiträge zum *Energetrialog Schweiz*; und eine Reihe von kleineren Projekten für Industrie und Behörden.

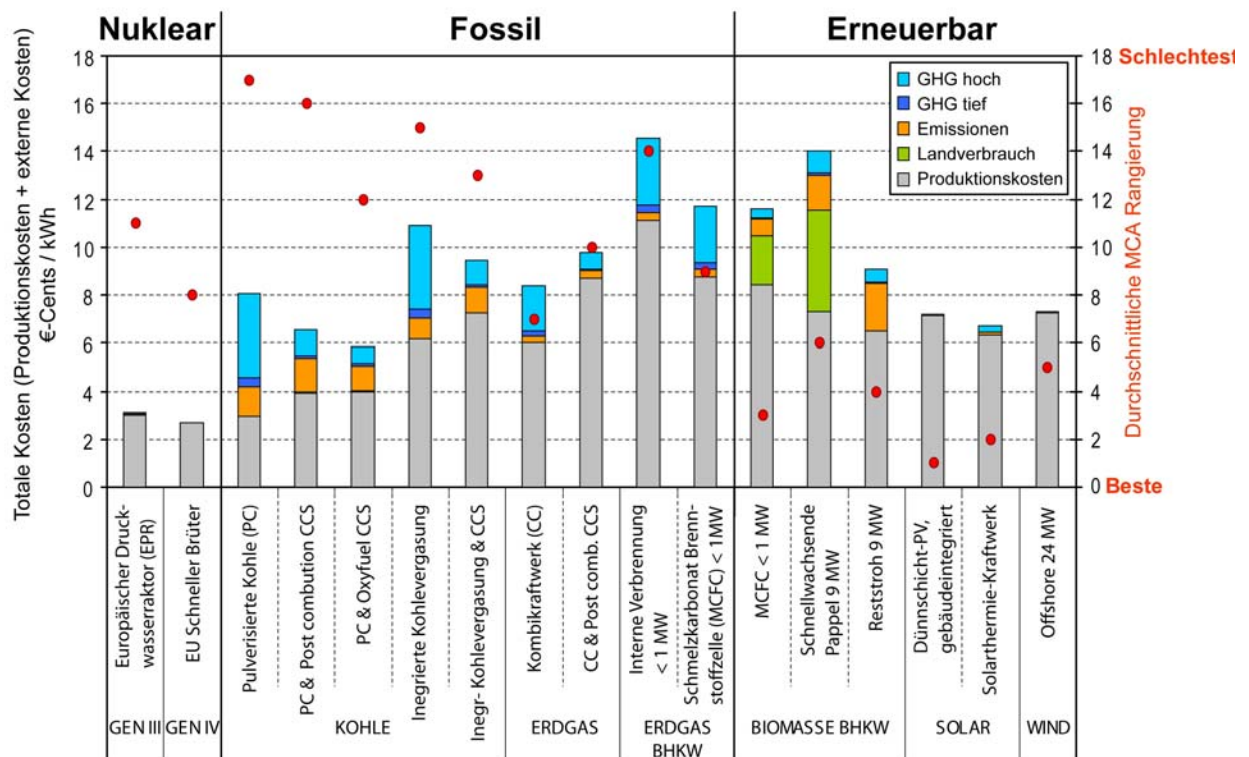
Im Projekt NEEDS (New Energy Externalities Development for Sustainability) wurde die Nachhaltigkeit von insgesamt 26 Stromerzeugungstechnologien für das Jahr 2050 anhand von 36 Indikatoren

bewertet, welche die umweltbezogenen, wirtschaftlichen und sozialen Aspekte der Nachhaltigkeit erfassen. Fig. 12 zeigt die aggregierten Durchschnittsresultate der Multikriterienanalyse (MCA), basierend auf den Nachhaltigkeitsindikatoren und deren Gewichtung durch verschiedene Anspruchsgruppen.

Zusätzlich werden die Technologie-Rangfolgen der MCA und der Gesamtkostenrechnung einander gegenübergestellt. Innerhalb des externen Kosten Bewertungsrahmen weist die Kernenergie die tiefsten Gesamtkosten (Produktionskosten und externe Kosten) auf, während sie bei der MCA eine mittlere Rangierung erreicht, wofür primär gewisse soziale Aspekte verantwortlich sind, die in den externen Kosten nur bedingt reflektiert sind. Deshalb rangiert die Kernenergie zumeist tiefer als die Erneuerbaren, da bei letzteren in der MCA von einer stark verbesserten Wirtschaftlichkeit ausgegangen wird. Erneuerbare (insbesondere solare Technologien) zeigen ein stabileres Verhalten in der MCA, da ihre Rangierung im Gegensatz zu fossilen Technologien und Kernenergie weniger durch Änderungen der Stakeholder-Gewichtungsprofile beeinflusst wird. Kohle schneidet generell schlechter ab als Erdgas-Kombikraftwerke, die sich im Mittelfeld platzieren, ähnlich wie Kernenergie. Fossile Technologien mit «Carbon Capture and Storage» (CCS) können besser oder schlechter abschneiden als die entsprechenden Technologien ohne CCS, je nach verwendeter CCS-Option.

Energiewirtschaft [12]

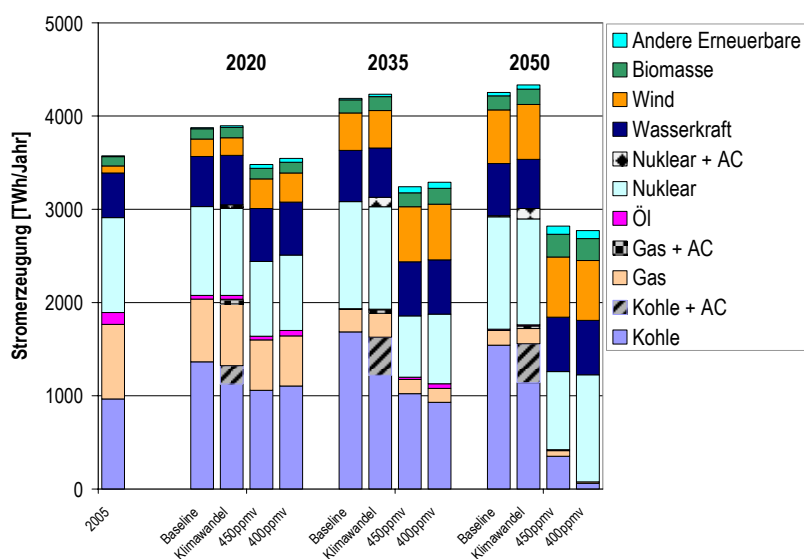
In der Forschungsgruppe Energiewirtschaft (EEG) werden quantitative Analysen von Energiesystemen auf schweizerischer, europäischer und globaler Ebene zur Verbesserung des Verständnisses der Wechselwirkungen zwischen Energie, Ökonomie, Umwelt und Technik durchgeführt. Als Beispiel wurde in der Berichtsperiode das Modell EuroMM entwickelt, welches den Europäischen Energiesektor repräsentiert. Das Modell beschreibt verschiedene fossile Kraftwerkstypen mit und ohne CCS-Ausstattung zur Stromerzeugung, Technologien basierend auf erneuerbaren Energien und Nuklear-Technologien sowie das Stromnetz. Als Ergänzung sind weitere Energieumwandlungstechnologien (Raffinerien und Produktionstechnologien für Wasserstoff und Bio-Treibstoffe) im Modell



Figur 12: Durchschnittliche MCA-Rangierung und Gesamtkosten für ausgewählte Stromerzeugungstechnologien im Jahr 2050. GEN III: fortschrittliche Kernreaktoren; GEN IV: zukünftige Reaktorkonzepte; CCS: CO₂-Abscheidung und Speicherung. Quelle: S. Hirschberg et al. (2009).

beschrieben. Das Modell EuroMM wurde im Rahmen des europäischen Forschungsprojekts ADAM entwickelt und genutzt, um den Einfluss des Klima-

wandels auf den Energiesektor zu quantifizieren sowie Strategien aufzuzeigen, wie der Ausstoss des Treibhausgases CO₂ reduziert werden kann, um Emissionsreduktionsziele zu erreichen.



Figur 13: Stromerzeugung basierend auf verschiedenen Energieträgern für vier Szenarien (Baseline, Klimawandel, 450 ppmv und 400 ppmv CO₂-eq Emissionsreduktion). AC bezeichnet neue Kühlsysteme bei thermischer Stromerzeugung. «Andere Erneuerbare» umfassen Technologien im Bereich Solar, Geothermie und Ozean.

In den erstmals in dieser Form durchgeführten Untersuchungen zur Abschätzung des Einflusses des Klimawandels auf den Energiesektor wurden Faktoren wie die Abnahme der thermischen Effizienz und die Verfügbarkeit von thermischen Kraftwerken analysiert sowie Änderungen der Stromerzeugung aus Wasserkraftwerken auch im Hinblick auf saisonale Verschiebungen berücksichtigt.

Des weiteren wurden erhöhte Stromübertragungsverluste sowie die erwartete Verschiebung der Stromnachfrage vom Winter- in die Sommermonate modelliert. Die untersuchten Emissionsreduktions-

szenarien beschreiben die Entwicklung des Energiesektors unter der Bedingung, dass die Treibhausgas-Konzentrationen bei 450 ppmv bzw. 400 ppmv CO₂-eq stabilisiert werden. Die Resultate zeigen, dass die ambitionierten Emissionsreduktionsziele technisch erreicht werden können (Fig. 13), der Stromsektor in Europa jedoch praktisch vollständig dekarbonisiert werden muss. In allen untersuchten Szenarien (Klimawandel und Emissionsreduktionsziele) werden vergleichbare Kosten im Energiesektor er-

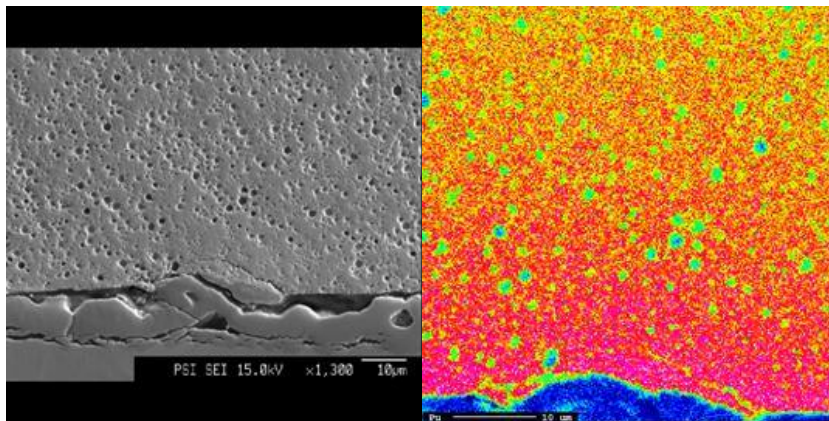
wartet. Um dies zu erreichen, muss in den Emissionsreduktionsszenarien die Energienachfrage reduziert werden, was die gesamten Investitionskosten reduziert und es müssen fossile Kraftwerke durch teurere CO₂-neutrale Kraftwerke ersetzt werden. Unter dem Einfluss des Klimawandels werden steigende Kosten erwartet, da eine stärkere Nachfrage erwartet wird, die Investitionen in mehr neue Kraftwerke und den Ersatz alter Kraftwerke nötig macht.

Forschungseinrichtungen

Hotlabor [13]

Das PSI-Hotlabor ist als einzige schweizerische Forschungsanlage zur Bearbeitung und Untersu-

sen Zellen aber auch für die anspruchsvollen fortschrittlichen Instrumentalanalysen sind. Die hauptsächlich bearbeiteten wissenschaftlichen Dienstleistungs- und Forschungsschwerpunkte bestehen in der



Figur 14: Untersuchung einer bestrahlten Brennstoffprobe mit dem neuen EPMA im Hotlabor; links: Sekundärelektronenbild der Probe; rechts: Plutonium Verteilungsbild am Übergang Hüllrohr / Brennstofftablette.

chung aller Arten von radioaktiven Materialien und stark radioaktiver Komponenten (oder Teilen davon) von Kraftwerken und Forschungs-Beschleunigeranlagen ausgerüstet. Als PSI-Grossanlage ist es gemäss Kernenergieverordnung eine der schweizerischen Kernanlagen und erfüllt die für solche Anlagen erforderlichen Sicherheitsstandards. Seit Anfang 2008 ist die neue PSI-Abteilung Hotlabor (AHL) zuständig für die Operation des Labors.

Die Anlage wird von ca. 35 Mitarbeitenden betrieben, die verantwortlich für die Hausinstallationen, die Heis-

- Kleinstprobenvorbereitung von bestrahlen hoch radioaktiven Keramiken und Metallen für externe Benutzer;
- Charakterisierung des Bestrahlungsverhaltens von heutigen und fortschrittlichen LWR-Brennstäben;
- Analyse von verschiedenen Ablagerungen auf Reaktorkomponenten (z.B. Brennstoffe und Hüllrohre);
- Beurteilung der Radionuklidausbreitung aus einem zukünftigen Abfall-Endlager;
- Eignungsabklärung von Containments aus einer Blei/Bismuth-Legierung für das PSI-Spallationstarget.

Im Berichtsjahr wurde die analytische Infrastruktur des Labors mit der Inbetriebnahme des neuen Elektronenstrahl-Mikro-Analysators (EPMA) weiter verbessert. Diese neue Einrichtung erlaubt detaillierte Analysen an hoch radioaktiven Materialien inklusiv bestrahlten Brennstoffen (Fig. 14).

Nationale Zusammenarbeit

Viele der im NES durchgeführten Projekte werden aufgrund ihrer Thematik in enger Zusammenarbeit mit den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke, der Elektrizitätswirtschaft und dem ENSI durchgeführt. Arbeiten zur Entsorgung radioaktiver Abfälle finden in Zusammenarbeit und mit Unterstützung der Nagra statt. Aufgrund gemeinsamer Projekte und der engen personellen Verbindungen mit den

Schweizer Universitäten, den Eidgenössischen Technischen Hochschulen sowie einer Vielzahl von Fachhochschulen ergeben sich auch im Bereich der Ausbildung enge Verbindungen, insbesondere auch im Rahmen von Dissertationen, Master- und Diplomarbeiten sowie von Semesterarbeiten.

Internationale Zusammenarbeit

Alle im NES laufenden und oben aufgeführten Projekte finden im Rahmen intensiver internationaler Zusammenarbeiten statt. Über die Beteiligung an Projekten internationaler Organisationen wie der Euratom, der OECD/NEA, des Internationalen Forums der Reaktor-Generation IV und der IAEA sowie durch direkte vertragliche Vereinbarungen er-

geben sich Zusammenarbeiten mit rund 30 Partnern aus etwa 10 Ländern, wobei sowohl alle wichtigen Forschungsinstitutionen wie auch die grössten Hersteller von Nuklearsystemen, aber auch diverse Aufsichtsbehörden vertreten sind. Eine detaillierte Auflistung befindet sich auf:

http://nes.web.psi.ch/int_cooperations.html.

Bewertung 2009 und Ausblick 2010

Im Jahr 2009 wurden die Ziele aller Projekte erreicht. Die beiden neuen Organisationseinheiten, das Labor für Nukleare Materialien (LNM), das sich der nuklearen Materialforschung widmet, und die Abteilung Hotlabor (AHL), welche die PSI-Grossanlage Hotlabor mit Ihrer Infrastruktur betreibt, haben, nach ihrem erfolgreichen Start per 1. Januar 2008 ihren Normalbetrieb innerhalb des Bereichs NES aufgenommen. Der im Jahre 2008 eingesetzte starke Personalwechsel wurde ausgezeichnet bewältigt und hat u.a. zum Ersatz von etwa der Hälfte der Leitungsfunktionen geführt.

Trotz der erhöhten Nachfrage nach verschiedenartigen Fachleuten im Nuklearbereich ist es dem NES gelungen, seine Mannschaft durch sehr geeignetes Personal zu ergänzen. Das erfreulich gestartete neue Master-Ausbildungsangebot der beiden Technischen Hochschulen (ETHZ und EPFL), das sich im zweiten Durchführungsjahr befindet, gibt gute Hoffnung, dass sich das abzeichnende Personalnachwuchsproblem im Nuklearbereich befriedigend auffangen lassen wird.

Auf der Vertragsseite wurden im Jahre 2009 mehrere Verträge mit dem ENSI erneuert, u.a. für die Projekte STARS, KORA, MELCOR und PISA; ebenso wurden zwei neue Projekte mit dem Thema neue Reaktoren vereinbart. Für das Projekt ARTIST wurde eine zweite Projektphase mit über zehn internationalen Partnern vertraglich vereinbart. Eine Verlängerung des bestehenden Zusammenarbeitsvertrags mit der Areva NP mit dem Thema Siedewasserreaktor der dritten Generation, inklusive einer Doktorarbeit, ist in Vorbereitung.

Im Rahmen der EU-Forschungsprogramme wurden 2009 vier neue Projekte gestartet: *Getmat*, *CP-ESFR*, *Catclay*, und *Actnet-I3*. Zusätzlich ist das Projekt *Ercosam*, bei dem NES erstmals als Projektkoordinator auftritt, nach seiner generellen Bewilligung zurzeit in den Vertragsverhandlungen mit der EU-Kommission.

Besonders hervorzuheben ist auch die Vereinbarung mehrerer zweijähriger Arbeitsprogramme mit Swissnuclear im Rahmen des Vertrags zur Förderung der Kernenergieforschung und der Nachwuchsförderung. Sie sichern die Fortführung von

NES-Forschungsarbeiten in verschiedenen wichtigen und interessanten Gebieten. Nach dem Abschluss eines Rahmenvertrags mit Resun hinsichtlich der geplanten neuen Schweizer Kernkraftwerke, ist zurzeit ein erstes Arbeitsprogramm in Verhandlung.

Neben den fortlaufenden Projektarbeiten werden auch im Jahre 2010 verschiedene auslaufende Verträge erneuert werden müssen, um die Kontinuität in den einzelnen Forschungsgebieten auf-

recht zu erhalten. Eine wichtige Aktivität werden die Arbeiten zur Aufrüstung des Nullleistungsreaktor Proteus und zur Erlangung der entsprechenden Baubewilligung darstellen. Nach dem Abschluss der ersten Etappe des Energie-Triologs, werden mögliche Beiträge des PSI zur nächsten Trialog-Etappe diskutiert werden. Bezüglich des OECD-Projekts *SETH-2*, stehen umfangreiche Arbeiten zu Projektvorschlägen und Partnerabsprachen hinsichtlich einer Verlängerung nach 2010 an.

Liste der F+E-Projekte

- [1] H. Ferroukhi, (hakim.ferroukhi@psi.ch), PSI, Villigen, Stars, <http://stars.web.psi.ch>
- [2] V. N. Dang (vinh.dang@psi.ch), PSI, Villigen, HRA, <http://safe.web.psi.ch>
- [3] G. Perret (gregory.perret@psi.ch), PSI, Villigen, Life@Proteus; <http://proteus.web.psi.ch>
- [4] J. Bertsch (johannes.bertsch@psi.ch), PSI, Villigen, Nukleare Brennstoffe, http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_nf.html
- [5] H. P. Seifert, (hanspeter.seifert@psi.ch), PSI, Villigen, Integer, http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_cs.html
- [6] S. Güntay, (salih.guentay@psi.ch), PSI, Villigen, Forschung zu schweren Unfällen, <http://sacre.web.psi.ch>
- [7] M. Bradbury (michael.bradbury@psi.ch), PSI, Villigen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, <http://les.web.psi.ch/groups/index.html>
- [8] W. Hoffelner (wolfgang.hoffelner@psi.ch), PSI, Villigen, Hochtemperaturmaterialien, http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_htm.html
- [9] H-M. Prasser (horst-michael.prasser@psi.ch), PSI, Villigen, Alpha, <http://lth.web.psi.ch/LTH.htm>
- [10] K. Mikityuk (konstantin.mikityuk@psi.ch), PSI, Villigen, Fast, <http://fast.web.psi.ch>
- [11] P. Burgherr, (peter.burgherr@psi.ch), PSI, Villigen, Technology Assessment, <http://gabe.web.psi.ch>
- [12] H. Turton, (hal.turton@psi.ch), PSI, Villigen, Energy Economics, <http://eem.web.psi.ch/>.
- [13] D. Gavillet (didier.gavillet@psi.ch), PSI, Villigen, Hotlabor, <http://lww.web.psi.ch/lww/hotlab.shtml>