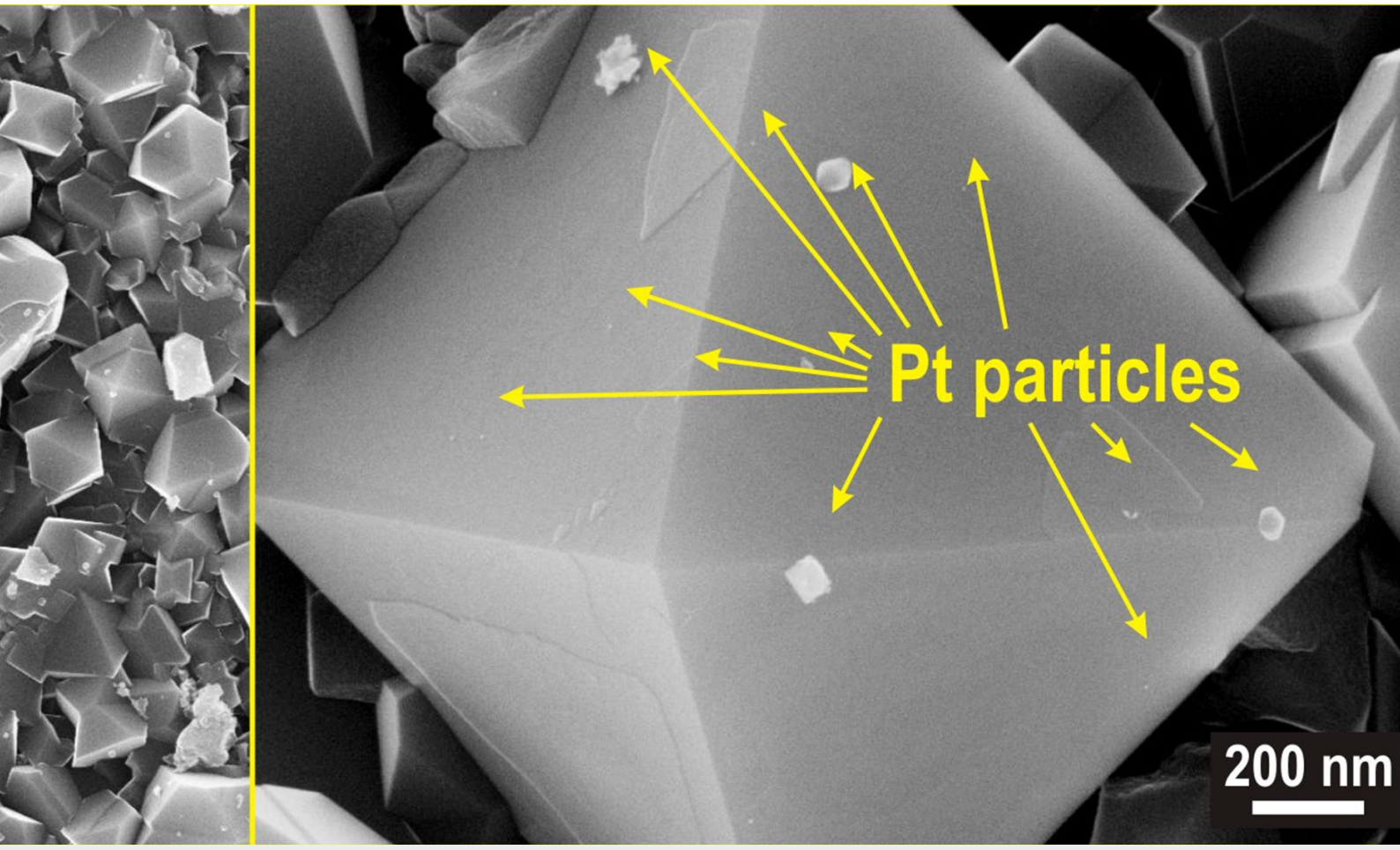
Überblicksbericht 2010

Forschungsprogramm Kerntechnik und Nukleare Sicherheit



Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Bundesamt für Energie BFE
Office fédéral de l'énergie OFEN

Titelbild:

Pt-Partikel auf dem Oxidfilm einer rostfreien Stahlprobe nach einem Noblechem-Experiment unter simulierten SWR-Bedingungen mit einer über einen Zeitraum von 65 Stunden eingespiesenen Pt- Menge von insgesamt 18 Mikrogramm.

BFE Forschungsprogramm Kerntechnik und Nukleare Sicherheit
Überblicksbericht 2010

Auftraggeber:
Paul Scherrer Institut
CH-5232 Villigen PSI

Programmleiter BFE (Autor):
Dr. Jean-Marc Cavedon, Paul Scherrer Institut (jean-marc.cavedon@psi.ch)

Bereichsleiter BFE:
Dr. Christophe de Reyff (Christophe.deReyff@bfe.admin.ch)

http://nes.web.psi.ch

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

Einleitung

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 Betreiber der KKW kontrolliert. Alle diese Partner sind zudem daran interessiert, dass mittel- und langfristig eine adäquate Anzahl von Nachwuchsspezialisten der Kerntechnik erhalten bleibt.

Für die strategische Planung wird 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 Forschung und Entwicklung 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 entsprechend spezifischen wissenschaftlichen und technischen Kompetenzfeldern in fünf Forschungslabors und eine Abteilung strukturiert:

- Labor für Reaktorphysik und Systemverhalten (LRS);
- Labor für Thermohydraulik (LTH);
- Labor für Nukleare Materialien (LNM);
- Labor für Endlagersicherheit (LES);
- Labor für Energiesystem-Analysen (LEA);
- Abteilung Hotlabor (AHL).

Der NES betreibt das einzige Hotlabor in der Schweiz, sowie darüber hinaus die Reaktorschule für angehende Reaktoroperateure (Techniker HF). Die Aktivitäten im NES haben einen engen Bezug zur Kerntechnikausbildung an der ETHZ (Nukleare Energiesysteme) und an der EPFL (Reaktorphysik und Systemverhalten); die Forschungsprojekte im Labor bestimmen weit gehend den Rahmen von Doktor- und Diplomarbeiten.

IEA-Klassifikation: 4.1 Nuclear

Schweizer Klassifikation: 3.1.1 Nukleare Sicherheit

Programmschwerpunkte

Die Hauptprojekte im Rahmen der aktuellen Sicherheitsstudien für die Schweizer KKW sind:

- STARS: umfangreiches Codesystem für Sicherheitsanalysen in den KKW;
- HRA: Risiko und menschliche Zuverlässigkeit. Lösung aktueller und aufkommender Fragen bei der Behandlung menschlicher Faktoren (HRA);
- Nukleare Brennstoffe: Mikrostrukturelle/mikromechanische Untersuchungen und Modellierung der Alterung von Kerneinbauten;
- Bauteilsicherheit (Integer): Experimentelle Charakterisierung und Modellierung wichtiger Alterungsmechanismen (Risskorrosion, Ermüdung, Strahlenversprödung) in Druck führenden Komponenten, die einen sicheren Langzeitbetrieb beeinträchtigen können;
- Schwere Unfälle: Experimentelle Untersuchung hauptsächlich zum Aerosolverhalten und der Jodchemie während postulierter schwerer Unfälle; Entwicklung und Validierung von Modellen zur Bestimmung der Quellterme.

Die Hauptprojekte, die meistens die Grossanlagen am PSI benutzen, sind:

- Alpha: Bestätigung von Auslegungsmerkmalen passiver Sicherheitssysteme für Leichtwasserreaktoren (LWR); grundlegende Phänomene im Primärkreislauf und im Containment; Entwicklung und Validierung neuer Methoden;
- Proteus: Messung reaktorphysikalischer Grunddaten für moderne, komplexe Brennstoffbündel in der kritischen Anlage Proteus;
- Hotlabor: Untersuchung aller Arten von radioaktiven Materialien und stark radioaktiver Komponenten von Kraftwerken und Beschleunigeranlagen
- Hochtemperaturmaterialien: Charakterisierung, Modellierung und Validierung durch fortgeschrittene spektroskopische Methoden von fortschrittlichen Werkstoffen für Reaktoren der Generation IV bei signifikant höherer Betriebstemperatur und stärkerer Strahlung.

Die Hauptprojekte im Rahmen des Brennstoffskreislaufs und des technologischen Gesamtüberblicks sind:

- FAST: Entwicklung und Implementierung eines integrierten Codesystems (Neutronik, Thermo-Hydraulik, Brennstabverhalten) für die vergleichende Analyse von Reaktoren mit schnellen Neutronenspektren;
- Geochemie von Tiefenlagersystemen, insbesondere Transport von Radionukliden in Grundwassersystemen und ihre geochemische Immobilisierung und Rückhaltung;
- Technologie-Bewertung (Projekt GaBe): Entwicklung und Implementierung von modernsten Methoden und Datenbanken, sowie die Bewertung von Energieversorgungsoptionen zur Unterstützung rationeller und nachhaltiger Entscheidungen;
- Energieökonomie: Durchführung quantitativer Analysen von Energiesystemen auf schweizerischer, europäischer und globaler Ebene zum Verständnis der Wechselwirkungen zwischen Energie, Ökonomie, Umwelt und Technik.

Rückblick und Bewertung 2010

Im Jahr 2010 wurden die Ziele aller Projekte erreicht. Wir haben die Erneuerung und den Abschluss der Forschungsverträge mit den Partnern sowohl auf nationaler Ebene (ENSI, Swissnuclear, Nagra und Kernkraftwerke) wie auch auf internationaler Ebene (Forschungsinstitute, Universitäten, europäische und internationale Sicherheitsbehörden) auf bilateralen wie auch multilateralen Wegen verfolgt. Grosses Gewicht legen wir auf die Kontakte und Partnerschaften mit den internationalen Organisationen, welche uns Zugriff auf das beste Expertenwissen ermöglichen, wie besipielsweise OECD, IAEA, GIF, EU.

Die Kompetenzen für die Zukunft aufzubauen ist eine weitere wichtige Aufgabe. Das Master-Ausbildungsangebot der beiden Technischen Hochschulen (ETHZ und EPFL), mit Unterstützung des PSI bei der Ausbildung und Betreuung der Studenten, befindet sich im dritten Durchführungsjahr, womit sich abzeichnet, dass sich das Personalnachwuchsproblem im Nuklearbereich befriedigend auffangen lassen wird.

Ausblick 2011

Eine wichtige Aufgabe für das Jahr 2011 wird die Begleitung der Entwicklungen bei unseren nationalen Partnern (Sicherheitsbehörden und Betreiber) sein die sich aus der Perspektive des Baus von neuen Kraftwerksanlagen in der Schweiz ergeben. Dabei steht insbesondere das Bedürfnis nach vertieften Informationen über die Reaktoren der dritten Generation im Vordergrund. Das Forschungsprogramm wird mit Expertenwissen und spezifischen Forschungsprojekten die Schweizer Verantwortlichen dabei unterstützen.

Weiter werden auch die Grossanlagen am PSI wie Panda und Proteus auf die kommenden Bedürfnisse, welche sich aus dieser neuen Forschungsrichtung ergeben, vorbereitet. Eine wichtige Aktivität in diesem Rahmen wird die Nachrüstung des Nullleistungsreaktors Proteus zur Erweiterung des wissenschaftlichen Programms sein. Dazu ist insbesondere die Erlangung einer Baubewilligung mit niedrigem Gefährdungspotenzial Voraussetzung. Bezüglich des OECD-Projekts EDARS finden umfangreiche Verhandlungen und Partnerabsprachen hinsichtlich einer Weiternutzung der PANDA-Anlage für thermohydraulische Studien nach 2010 statt und die Forschung im Bereich der Siede- und Druckwasserreaktoren.

Highlights 2010

Sicherheitsstudien

STARS [1-5]

Der EPR (Evolutionary Pressurized Water Reactor) gehört zur dritten Generation von Leichtwasserreaktoren (LWR). Das Design dieser neuen Reaktoren wird voraussichtlich eine Grundlage für die Flotte neuer kommerzieller Reaktoren in den Ländern bilden, in denen die Nuklearenergie eine Option für die Energieversorgung im 21. Jahrhundert bleiben bzw. sein wird. Ein allen neuen LWRs der dritten Generation gemeinsames Hauptmerkmal ist eine deutlich verringerte Wahrscheinlichkeit für schwere Unfälle (Kernschmelze). Dies wurde erreicht entweder durch eine erhöhte Redundanz und Diversifikation aller aktiven Sicherheitssystemen (GIII «evolutionäre» Reaktordesigns) oder durch die Einführung von passiven Sicherheitssystemen, die auf den bekannten physikalischen Gesetzen beruhen (GIII+ «revolutionäre» Reaktordesigns). Im europäischen Rahmen werden Reaktoren des Typs GIII EPR zurzeit sowohl in Frankreich als auch in Finnland gebaut. Der EPR gilt auch bei den nationalen Energieversorgern als Anwärter für Neubauprojekte in der Schweiz.

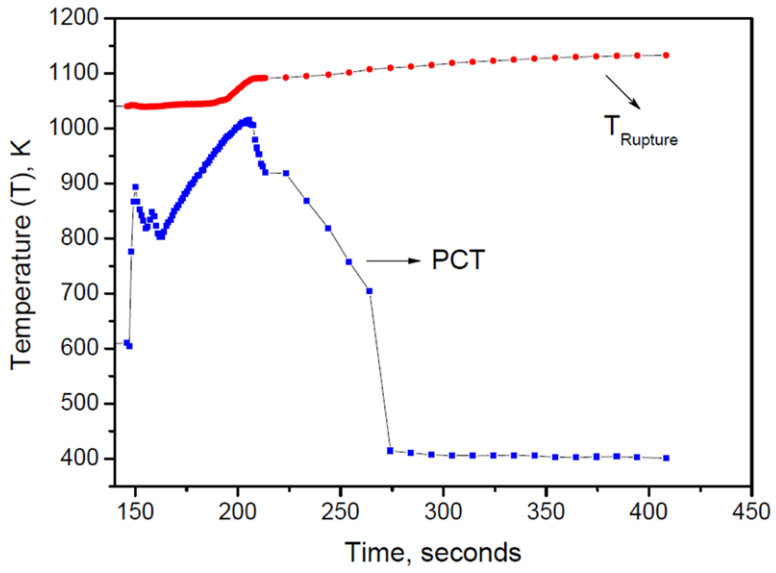
Am PSI-Laboratorium für Reaktorphysik und Systemverhalten hat das STARS-Projekt (stars.web.psi.ch) den Auftrag, hoch entwickelte Multi-Physik-, Mehrskalen- (Anlage/Reaktorkern/Brennstoff) Rechenmethoden für die deterministische Sicherheitsanalyse der Schweizer Reaktoren zu entwickeln («von der Turbine zur Tablette»). Obwohl dessen Hauptaugenmerk auf die bestehenden Schweizer Reaktoren gerichtet ist, wurde in 2007/2008 eine Zusammenarbeit mit dem finnischen Nuklearsicherheitsinspektorat (STUK) begonnen, um eine unabhängige Sicherheitsbeurteilung des in Bau befindlichen EPR bei Olkiluoto (Finnland) zu erstellen. Dieses Projekt wurde für STARS als besonders wertvoll erachtet, da es erlaubt, auch eine Fachkompetenz im Bereich der «GIII/III+»-Systeme aufzubauen. Die erste Phase dieser Zusammenarbeit wurde kürzlich beendet, und Simulationsmodelle wurden auf der Grundlage von detaillierten EPR-Zeichnungen und -Daten entwickelt. Darunter befindet sich ein umfassendes Anlagenmodell (z. B. Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Dampfleitungen, Pumpen, Kontroll- und Sicherheitssysteme), das im Rahmen des TRACE-best-estimate-Programms implementiert wurde, um die zeitliche Entwicklung von Durchfluss, Druck, Temperatur und Energieverteilung in der ganzen Anlage während eines angenommenen Unfalls zu untersuchen [1-3].

In Ergänzung zu TRACE, wurde für Analysen, die eine detaillierte Modellierung von Durchfluss, Druck und Temperatur erfordern, ein umfassendes CAD-Modell entwickelt und verwendet, um ein detailgetreues Rechengitter für die numerische Strömungssimlation mit Hilfe des CFD-Programms STAR-CD(CCM+) zu erzeugen [4]. Ausserdem wurde kürzlich auch ein prototypisches EPR-Brennstabmodell mit dem auf der Finite-Elemente-Methode basierenden Brennstabprogramm FALCON entwickelt, um das thermo-mechanische Verhalten des Systems Brennstofftablette / Spalt /Hüllrohr zu untersuchen.

Ein Auslegungsunfall, der am PSI bereits untersucht wurde, ist der Kühlmittelverlust nach grossem Bruch (LBLOCA). Erste Simulationen mit dem TRACE-Programm wurden für diese Transiente unter der Annahme eines grossen Bruchs in einem kalten Strang des Primärkreislaufs durchgeführt, um nachzuweisen, ob die Kühlbarkeit des Reaktorkerns gegeben ist, unter der Annahme, dass sämtliche Druckspeicher und 2 (von 4) Sicherheitseinspeisungen für die Kern-Notkühlung verfügbar sind. Die Kühlbarkeit des Kerns wird anhand der berechneten maximalen Oberflächentemperatur aller Hüllrohre (PCT) im Kern beurteilt, welche unterhalb des Sicherheitsgrenzwerts von 1'477 K bleiben muss (Figur 1).

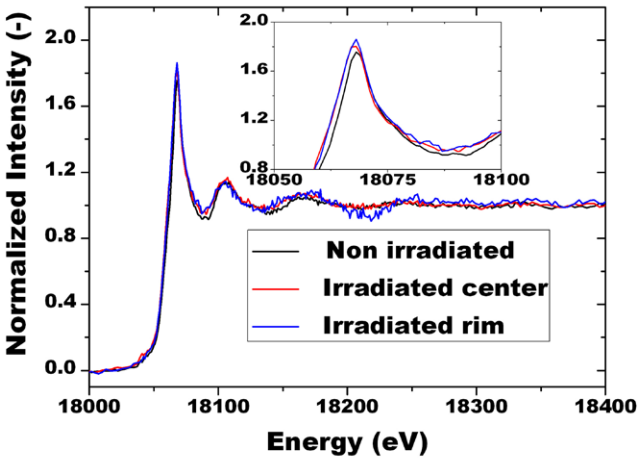
Dieser Grenzwert in Verbindung mit dem maximal erlaubten Oxidationsgrad des Hüllrohrs wurde herangezogen, um die Versprödung des Hüllrohrs (die erste Barriere für den Austritt von Radioaktivität in die Umgebung) zu verhindern und somit sicherzustellen, dass das Hüllrohr im Falle eines thermischen Schocks während und/oder nach einer Flutungsphase seine strukturelle Integrität nicht verliert. Die zeitliche Entwicklung der Hüllrohrtemperatur für verschiedene Kernhöhen wurde ca. 59,2 Sekunden nach dem Bruch eine PCT von knapp über 1'000 K berechnet.

In der Folge wurden Analysen zum Brennstoffverhalten basierend auf [4] durchgeführt. Um repräsentative Bedingungen für den Brennstab zu Beginn der Transiente sicherzustellen (Wärmeleitfähigkeit des Spalts, Spaltgasmenge und Hüllrohrinnendruck), wurden zuerst stationäre Bestrahlungsrechnungen mit dem FALCON-Programm durchgeführt, welches mit dem PSI-Modell für Spaltgasfreisetzung und gasgetriebener Schwellung gekoppelt worden war. Danach wurde eine Analyse der FALCON-Transienten durchgeführt, wobei als weitere Randbedingungen die Hüllrohroberflächentemperatur und der mit TRACE



Figur 1: Ergebnisse der FALCON-EPRTM-LBLOCA-Analyse.

berechnete Kühlmitteldruck verwendet wurden. Die FALCON-Ergebnisse zeigen, dass die PCT deutlich unter der Hüllrohrbruchtemperatur ($T_{Rupture}$) bleibt, welcher als Funktion des Differenzdruckes über das Hüllrohr unter Verwendung einer empirischen Korrelation, die anhand von Experimenten validiert wurde, berechnet wurde. Dies ist in Abbildung a für die Kernhöhe mit der kleinsten Differenz ($T_{Rupture}$-PCT) gezeigt. Wie man sieht, zeigen die FALCON-Ergebnisse, dass ein deutlicher Abstand von ca. 80 K bis zur Grenzkurve für Hüllrohrriss besteht. Dies lässt sich hauptsächlich auf den von TRACE vorhergesagten niedrigen PCT-Wert zurückführen und von dem angenommen wird, dass er eine direkte Konsequenz der verbesserten Auslegung des EPR-Reaktors ist.



Figur 2: Plutonium-LIII-XAFS-Spektrum für bestrahlten MOX-Brennstoff, einmal im Brennstoffzentrum und einmal an der Peripherie sowie das Spektrum der unbestrahlten Referenzprobe.

Risk and Human Reliability

Bei probabilistischen Sicherheitsanalysen von Kernkraftwerken werden Kombinationen von Systemversagen und menschlichem Versagen, welche zu Unfällen führen, untersucht. Ein Modell zur Unterstützung der Analyse des Verhaltens der Betriebsmannschaft und zur Berechnung der Fehlerwahrscheinlichkeit wurde entwickelt und bei der Analyse von Kühlmittelverlustszenarien angewendet (Mercurio, Diss. ETHZ, 2010). Das Modell besteht aus einer Simulation des physikalischen Verhaltens der Anlage sowie einer Simulation der Betriebsmannschaft. Beim Eintreten der Bedingungen für automatische oder manuelle Massnahmen simuliert das Modell das Stattfinden oder Ausbleiben von diesen, sowie deren zeitlichen Ablauf. Es wird ein Ereignisbaum dynamisch erstellt. Beispielsweise wird beim einen Drucksturz im Primärkreislauf eine Verzweigung geschaffen, bei der die Sicherheitseinspeisung entweder erfolgreich startet oder versagt. Auf diese Weise werden Variationen des Szenarios abgeleitet und untersucht.

Die Simulation umfasst die Vorgaben der Störfallvorschriften sowie die Massnahmen der Operateure auf Basis ihrer Ausbildung, sowie der Zeit, welche für die Lagebeurteilung, Entscheidungsfindung und Umsetzung von Massnahmen benötigt wird. Basierend auf diesen Elementen, die durchaus auch vom jeweiligen Szenarioverlauf beeinflusst sind, sagt die Simulation voraus, wie die Betriebsmannschaft auf das simulierte Systemverhalten reagiert. Für die Analyse dieses Szenarios ist die Zeit, die benötigt wird, bis der Reaktor durch die Operateure in einen Niederdruck-Zustand gebracht worden ist, von Interesse. Durch Modellierung des kombinierten System- und Operateurverhaltens konnte gezeigt werden, wie aufgrund der multiplen Rahmenbedingungen, welche berücksichtigt werden müssen, Unterbrechungen und Verzögerungen entstehen können, z. B. wenn die zur Druckentlastung nötigen Einzelschritte in zu schneller Abfolge eingeleitet werden.

Die Simulation der Anlage und der Betriebsmannschaft mittels eines dynamischen Ereignisbaums stellt ein Instrument zur Analyse der Eignung der Ressourcen, welche der Mannschaft zur Verfügung gestellt werden, sowie der besonderen Herausforderungen des jeweiligen Szenarios, dar. Diese Art von Modellen, kombiniert mit Beobachtungen aus Trainingssimulatoren, könnten zu zukünftigen HRA-Analysen beitragen.

LWR-Brennstoff

An der Swiss Light Source (SLS), der Schweizer Synchrotron Strahlquelle am Paul Scherrer Institut, können Materialien beispielsweise hinsichtlich Röntgenbeugung und Absorption untersucht werden. Dies gilt auch für radioaktive Proben, die speziell an der micro-XAS-Strahllinie gehandhabt werden dürfen. Dort kommt ein mikrometer-feiner Synchrotronstrahl für Methoden wie die micro-XRF (X-ray Fluorescence), micro-XRD (X-ray Diffraction) und micro-XAFS (X-ray Absorption Fine Structure) Spektrometrie zum Einsatz. Hiermit lassen sich Elementverteilungen, kristallographische Strukturen sowie das atomare Umfeld der durch die Energie des Röntgenstrahls angeregten Atome bestimmen. Letztere Methode gibt ebenfalls Aufschluss über die Oxidationszustände des entsprechend angeregten Elements.

Nachdem in der Vergangenheit bereits aktivierte Materialien wie Proben von Hüllrohren, die im Reaktor im Einsatz gewesen waren, untersucht wurden, konnten nunmehr auch bestrahlte Brennstoffe in äusserst geringer Menge an der microXAS-Strahllinie der SLS erforscht werden. Hierbei handelte es sich um einen experimentellen MOX-Brennstoff, der am PSI Anfang der Neunziger Jahre mittels Sol-Gel-Methode hergestellt und im Schweizer Leistungsreaktor in Beznau (KKB I) bestrahlt worden war. Der Abbrand betrug 60 MWd/kg, was im Vergleich zu konventionellem nuklearen Brennstoff relativ hoch ist. Eine wichtige Frage bei den Untersuchungen war, ob sich das im Brennstoff befindliche Plutonium hinsichtlich seines Oxidationszustands ändern würde. Und, wenn ja, ob es dann in einen Zustand erhöhter Löslichkeit in Wasser überführt werden würde.

Zunächst wurden die Proben im Fluoreszenz Modus angeschaut, um Stellen mit hoher Plutoniumkonzentration identifizieren zu können. Nachdem der Röntgenstrahl dann auf die jeweiligen Stellen fokussiert war, konnte das Absorptionsspektrum an der LIII-Kante des Plutoniums aufgenommen werden. Die Absorptionskante bei 18'062 eV wurde durch die Bestrahlung nicht verändert (Figur 2). Die Ana-

lyse an der Absorptionskante (white line) ergab, dass das Plutonium durch Bestrahlung zu mehr als 95 % Pu-IV blieb, beziehungsweise dass weniger als 5 % Pu-V oder Pu-VI erzeugt wurden. Daher kann im Rahmen der Messgenauigkeit davon ausgegangen werden, dass durch die Bestrahlung von MOX sich die Wasserlöslichkeit von Plutonium nicht in einen gefährlichen Bereich entwickelt.

INTEGER

Das Projekt INTEGER befasst sich mit Alterungsmechanismen in Druck führenden Primärkreislaufkomponenten sowie mit deren möglichen Auswirkungen auf die Lebensdauer und Sicherheit von Kernkraftwerken, und wird stark durch die Schweizer Aufsichtsbehörde ENSI und durch Kernkraftwerkbetreiber finanziell unterstützt. Die Teilprojekte KORA-II und NORA befassen sich dabei u. A. mit aktuellen Fragestellungen zur Spannungsrisskorrosion (SpRK) in KKW. Die SpRK ist der häufigste Schadensmechanismus in KKW und kann zur Bildung und Wachstum von Rissen führen, wie sie z. B. im Kernmantel des KKW Mühleberg aufgetreten sind.

Zur Vermeidung von solchen Rissbildungen in Reaktoreinbauten und Rohrleitungen von Siedewasserreaktoren (SWR) wurde von General Electric die sogenannte Edelmetall-Technologie (NobleChem) entwickelt, mit der negative Nebeneffekte der klassischen Wasserstoffchemiefahrweise vermieden werden können. Bei der in den Schweizer SWR-Anlagen angewendeten on-line-Methode wird hierbei Platin in Form von Na2Pt(OH)6 in sehr geringen Mengen während des Reaktorbetriebes in das Reaktorkühlmittel eingespeist. Dabei geht man davon aus, dass sich das Platin wie in Laborversuchen in Autoklaven auf allen wasserbenetzten Oberflächen als sehr kleine, fein verteilte metallische Pt-Nano-Partikel relativ dauerhaft ablagert (Titelbild). Diese Pt-Partikel wirken als Katalysator für die Rekombination des Radiolyse-Sauerstoffs und -Wasserstoffperoxids mit dem eingespeisten Wasserstoff zu Wasser. Dadurch lässt sich das Korrosionspotenzial und somit die SpRK-Anfälligkeit mit wesentlich weniger Wasserstoff absenken, als bei der klassischen Wasserstoffchemie-Fahrweise. Die Wirkungsweise dieser neuen Technologie wurde durch anspruchvolle SpRK-Risswachstumsexperimente im Labor nachgewiesen und die wiederkehrenden zerstörungsfreien Ultraschallmessungen an den Rissen im Kernmantel in Mühleberg scheinen dieses Verhalten auch in der Anlage zu bestätigen. Über das Ablagerungs- und Umverteilungsverhalten des Pt im Reaktorkühlmittelkreislauf ist hingegen praktisch nichts bekannt. Für eine Beurteilung der Effektivität dieser Methode im Langzeitbetrieb sind aber Kenntnisse hierzu mitentscheidend. Zur Klärung dieser Fragen wurde 2010 im Labor für Nukleare Materialien und in der Abteilung Hotlabor das vom ENSI finanziell unterstützten und international einzigartigen Projekt NORA unter Beteiligung der KKW Leibstadt und Mühleberg gestartet. In hierfür eigens im ersten Projektjahr konstruierten Heisswasserkreislauf-Autoklavensystemen wird das Pt-Ablagerungsverhalten auf glatten Oberflächen und in Rissen im ppt Pt-Konzentrationsbereich systematisch untersucht und durch Auslagerungsversuche von entsprechenden Proben im KKW Leibstadt unterstützt. Parallel dazu wird an einer zerstörungsfreien Methode geforscht, mit der zukünftig Grösse und Verteilung der Pt-Partikel auf (radioaktiven) KKW-Komponenten und Monitoring-Proben aus den Kraftwerken (halb-)quantitativ charakterisiert werden können.

Schwere Unfälle

Die in Betrieb befindlichen kommerziellen Kernkraftwerke besitzen einen kompakten Kern, von welchem die thermische Energie zu einem energiekonvertierenden System transportiert wird, welches Wasser als Kühl- und Transportmedium benutzt. Die hohe und kontinuierliche Effizienz dieses Prozesses bedingt einen störungsfreien Verlauf des Kühlprozesses, da es sonst zum Beispiel durch einen Kühlmittelverluststörfall (LOCA), zu einem starken Temperaturanstieg der Brennstäbe führen kann. Falls dieser nicht unterbunden wird, kann es zu einem ernsthaften Schaden am Reaktor und zu einer potenziellen Sicherheitsgefährdung der Umgebung des Kernkraftwerkes führen. Aus diesem Grund besitzen Kernkraftwerke Notkühlsysteme (NKS), welche automatisch den Kühlmittelverlust ausgleichen. Eines dieser Systeme ist die direkte Einspritzung von Kühlwasser von oben auf den Kern. Die Effektivität dieser Systeme hängt von komplizierten thermohydraulischen Zweiphasenverhalten und Wärmeübergangsprozessen ab, welche in Experimenten mit skalierten Simulationen von Reaktorkernzuständen erforscht werden müssen.

Das PARAMETER-Projekt wird durchgeführt von LUCH (Podolsk, Moskau Oblast) unter der Aufsicht von dem internationalen Wissenschafts- und Technologie-Zentrum (ISTC) von Russland und ist geeignet, um Daten für die Kühlwassereinspeisung oberhalb eines überhitzten Kernes zu ermitteln. Diese Daten werden verwendet, um Computermodelle zum Berechnen der NKS-Leistungsfähigkeit zu verbessern und zu überprüfen. Die Finanzierung der ISTC-Projekte erfolgt hauptsächlich durch die Europäische Kommission, und die Teilnahme ist für alle EU-Staaten und assoziierten Länder möglich. Das PSI nimmt mit anderen Forschungsinstituten aus Frankreich, Deutschland und Russland am PARAMETER-Projekt teil. Der Versuchsaufbau besteht aus einem elektrisch geheizten Brennelementbündel mit ansonsten prototypischen Materialien eines russischen Kernreaktors. Vier Experimente wurden bisher durchgeführt: SF1 war ein Vorversuch, um das charakteristische Verhalten des Brennelements bei einer Kühlmittelzugabe zu ermitteln. SF2 und SF3 beinhalteten zusätzlich kombinierte Kühlmittelzugaben von ober- und unterhalb des Bündels, und SF4 untersuchte das Verhalten bei einer Kühlung von unten nach einer Phase des Lufteinbruchs. Das PSI beteiligte sich bei der Versuchsvorbereitung und der Auswertung der Versuche SF3 und SF4 und übernahm zusätzlich die Koordination der Versuchsvorbereitung und Planung des Experiments SF4.

Der Kühlprozess beim Experiment SF3 war anfänglich langsam und von oben nach unten initiiert bei einer aufwärtsgerichteten Gegenströmung von Dampf, ein Phänomen, welches als «counter-current flow limitation» (CCFL) bekannt ist. Der Übergang zu einer schnellen aufwärtsgerichteten Kühlphase fand erst nach einer deutlichen Verzögerung statt. Diese Situation kann von standardmässig verwendeten Zwei-Phasen-Rechen-Modellen nur unvollständig simuliert werden. Das Benutzen eines speziellen CCFL-Modells, entwickelt mit der Hilfe von neueren Experimenten unter repräsentativer Geometrie und Randbedingungen, führte zu einer erfolgreichen Berechnung des beobachteten Verhaltens.

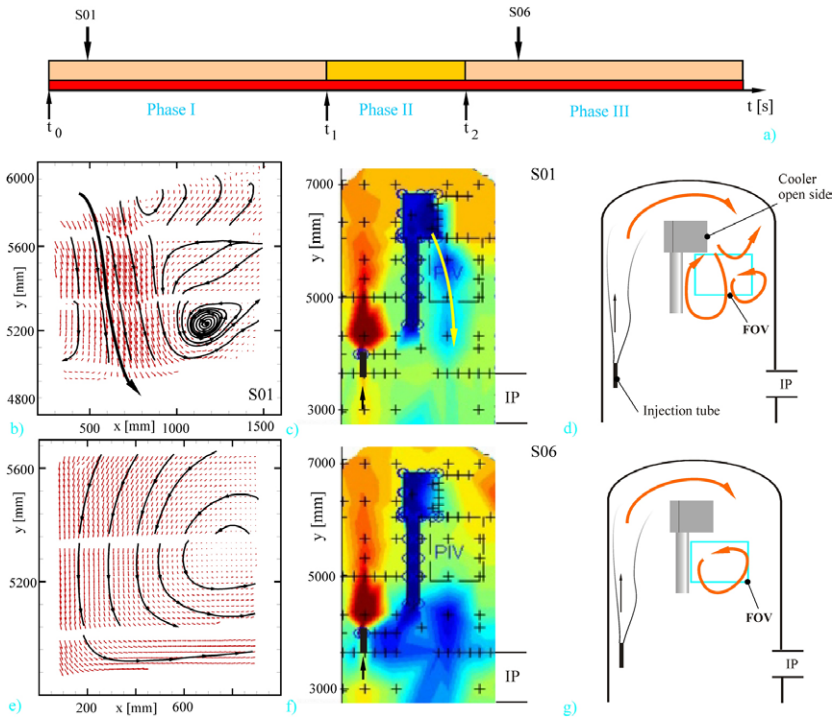
Studien mit Grossanlagen

Alpha

Die Analyse von thermohydraulischen Vorgängen, die unter Störfallbedingungen im Sicherheitsbehälter (Containment) eines Leichtwasserreaktors (LWR) auftreten können, ist sehr komplex. Die Komplexität ergibt sich einerseits aus der grossen Anzahl voneinander abhängiger Parameter, die bei der Analyse berücksichtigt werden müssen, und andererseits aus der Unterschiedlichkeit der verschiedenen Reaktoren (wie zum Beispiel Siede- und Druckwasserreaktoren). Darüber hinaus hängt die Wirksamkeit von aktiven (Sprayeinrichtungen, Kühler, etc.) und/oder passiven (Wasserstoffrekombinatoren, Berstscheiben, etc.) Sicherheitssystemen zur Beherrschung von postulierten Störfallszenarien vom thermohydraulischen Ausgangszustand im Reaktorsicherheitsbehälter ab. Letztere hängen auch vom Zeitpunkt der Aktivierung der Sicherheitssysteme im Störfallablauf ab. Während eines Störfalles können innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters physikalische Phänomene auftreten, deren Modellierung als Einzelphänomen bereits eine Herausforderung darstellt. Dazu gehören sogenannte Freistrahlen (jets) und Auftriebsfahnen (plumes), turbulente Vermischungsvorgänge, sowie geschichtete Strömungen oder Schichtungen, die durch Dichteunterschiede entstehen. Die Kondensation von Dampf an kalten Wänden oder auf der Oberfläche von Tropfen (nach der Aktivierung des Spraysystems) und die Wiederverdampfung von Wasserfilmen auf heissen Wänden sind ebenfalls dichtegetriebene Transportvorgänge.

Alle aufgezählten Phänomene, die während eines möglichen Störfallszenarios auftreten können, müssen mit Hilfe von System- (lumped parameter) und/oder Fluiddynamik- (CFD) - Rechenprogrammen zuverlässig analysiert werden können. Aktuell verhindert die fehlende Validierung eine generelle Anwendung der Rechenprogramme für die Beurteilung der Auswirkungen von Störfallszenarien.

Die Validierung von Rechencodes erfolgt typischerweise durch das Nachrechnen von Experimenten, die die zur Diskussion stehenden Störfallszenarien simulieren. Um Skalierungsfehler zu vermeiden werden solche Experimente bevorzugt an Versuchsständen durchgeführt, die dem Original in der Grösse möglichst nahe kommen. Die Instrumentierung für solche Validierungsexperimente muss in räumlicher und zeitlicher Auflösung so ausgelegt werden, dass die Ergebnisse für die Validierung sowohl von Lumped Parameter wie insbesondere auch von CFD (Computational Fluid Dynamics)-Rechenprogrammen geeignet sind.



Figur 3: Geschwindigkeits- und Temperaturfelder der Kühler-Experimente.

Die Experimente im Rahmen des OECD/SETH-2-Projektes in der PANDA-Anlage am Paul Scherrer Institut wurden so ausgelegt, dass mit den Ergebnissen eine Datenbasis geschaffen wurde, die die weiter oben beschriebenen unterschiedlichen Phänomene, die während eines LWR-Störfalles auftreten können, abdeckt.

Die erstellte Datenbasis wird zur Verbesserung sowohl der aktuellen als auch der nächsten Generation von Rechencodes verwendet. Das OECD/SETH-2-Projekt wurde in einer Kooperation mit neun Ländern durchgeführt und im Dezember 2010 erfolgreich abgeschlossen. Während des Projektes wurden mehr als 40 verschiedene Tests durchgeführt. Bei sechs dieser Tests wurde die Wechselwirkung verschiedener Freistrahlkonfiguration mit einer stratifizierten Atmosphäre untersucht. Dabei wurde die Entstehung der Wasserstoffschicht im oberen Teil des Reaktorsicherheitsbehälters sowie die anschliessende Erosion dieser Wasserstoffschicht durch vertikale, horizontale und wandnahe Freistrahlen untersucht. Anstelle von Wasserstoff wurde im Experiment Helium verwendet. In weiteren Experimenten wurde die Wechselwirkung von Wärmequellen und Wärmesenken mit der Heliumschicht untersucht. Dabei simuliert eine Wärmequelle die Wärme, die bei der Rekombination von Sauerstoff und Wasserstoff innerhalb des Sicherheitsbehälters entsteht. Die Wärmesenken wurden wie im realen Reaktor durch die Aktivierung des Spraysystems oder durch kalte Wände in der Teststrecke simuliert. Bei andern Experimenten zur Untersuchung von Wärmesenken wurde ein Kühler in verschiedenen Höhen montiert und es wurde die Kühlleistung, sowie die Interaktion des Kühlers mit der Umgebung untersucht. In weiteren Experimenten wurde die zeitliche Entwicklung der Gasverteilung in zwei grossen, miteinander verbundenen Behältern untersucht, die anfänglich unterschiedliche Gaszusammensetzungen bei unterschiedlichem Druck enthielten, nachdem ein Schnellschaltventil zwischen den beiden Behältern geöffnet wurde.

Durch diese Experimente wurde eine Datenbasis mit einer hohen zeitlichen und räumlichen Auflösung geschaffen. Diese Daten werden im Moment von den Kooperationspartnern verwendet, um die Fähigkeiten und Limitationen von Rechenprogrammen bei der Simulierung von Störfallszenarien im Reaktorsicherheitsbehälter zu bewerten.

Ein Beispiel für die Ergebnisse eines Experiments ist in Figur 3 in Form von Geschwindigkeits- und Temperaturfeldern zu sehen. Bei den Temperaturfeldern (mittlere Bilder) entspricht blau einer niedrigen und rot einer hohen Temperatur. Beim vorgestellten Beispiel handelt es sich um Experimente zur Untersuchung des Einflusses eines Kühlers auf eine mögliche Heliumschichtung im oberen Teil des Sicherheitsbehälters. Das Experiment wurde in drei Phasen durchgeführt.

In der ersten Phase wurde durch ein Rohr (Figur 3) überhitzter Dampf in das Behälterpaar eingespeist, anschliessend in der zweiten Phase ein Dampf-Helium-Gemisch und letztlich in der dritten Phase wiederum überhitzter Dampf. In der ersten Phase sieht man sowohl im Geschwindigkeits- als auch im Temperaturfeld eine Gasströmung, die die offene Seite des Kühlers nach unten verlässt. Der nominelle Kühleraustritt besteht aus einem Rohr und wird, wie am Temperaturfeld unterhalb des Rohres zu erkennen ist, während der ersten Phase nur wenig oder gar nicht benutzt. Das grossräumige Geschwindigkeitsfeld in der Umgebung des Kühlers besteht aus einer Überlagerung der Dampfeinspeisung mit dem nach unten gerichteten Gasstrom aus dem Kühlereinlass.

In Phase zwei des Experimentes wird ein Dampf-Helium-Gemisch eingespeist und es bildet sich eine Helium-Schichtung im oberen Bereich des Behälters aus. Diese Helium-Schichtung führt in Phase drei des Experimentes nun dazu, dass sich zum einen das Geschwindigkeitsfeld und damit die Strömung durch den Kühler gegenüber Phase eins grundlegend ändert. Unterhalb des Kühlers finden wir nun eine grosse Wirbelstruktur, die durch die Naturkonvektion an der kalten Rohraussenwand verursacht wird. Im Temperaturfeld sieht man unterhalb des Rohres einen Bereich niedriger Temperatur, der darauf hindeutet, dass jetzt kaltes Gas durch das Auslassrohr strömt – im Gegensatz zu Phase eins. Die Kühlerexperimente haben gezeigt, dass die Strömung durch den Kühler nicht nur von den Umgebungsbedingungen abhängt, sondern auch ganz wesentlich von der vertikalen Kühlerposition im Behälter.

Die experimentelle Datenbasis für die Validierung von Lumped Parameter und CFD-Rechenprogrammen, die in der PANDA-Anlage im Rahmen des OECD/SETH-2-Projektes geschaffen wurde, ist weltweit einzigartig für die untersuchten Sicherheitsaspekte von Leichtwasserreaktoren. Ein OECD/NEA-Workshop, der am 13./14. September 2011 in Paris stattfindet, wird die Verwendung der SETH-2-PANDA-Experimente im Rahmen von Simulationsrechnungen durch die verschiedenen internationalen Teilnehmer im Detail beleuchten und bewerten.

Proteus – RISE Programm und Proteus Upgrade

Im Berichtjahr 2010 waren die Arbeitsschwerpunkte der Gruppen Experimentelle Reaktorphysik und PROTEUS-Betrieb zwei wesentliche Projekte für die Zukunft des Forschungsreaktors PROTEUS: das Forschungsprogramm Re-Irradiated Spent-fuel Experiments (RISE) und PROTEUS Upgrade Project, das sich mit der Modernisierung des Reaktors befasst.

RISE basiert auf dem ehemaligen LIFE@PROTEUS Programm [1] und zielt weiterhin auf die Verbesserung des Verständnisses der Neutronik im Übergang zwischen frischen und abgebrannten DWR Brennelementen hin. Anstelle der ursprünglich vorgesehenen 4m langen (40 GWd/t bis 60 GWd/t) abgebrannten DWR Brennstoffstäbe ist nun neu geplant, kurze, abgebrannte Brennstoffsegmente mit neuen Hüllrohren einzusetzen. Mit diesem Schritt wird die Aktivität im Reaktor deutlich reduziert, die Handhabung des abgebrannten Brennstoffs wesentlich vereinfacht und die Kosten der Modernisierung des Reaktors verringert. Zudem bleibt die Repräsentativität der zu untersuchenden Konfigurationen des zukünftigen PROTEUS Experiments erhalten.

Die PROTEUS Testzone wird deshalb mit einer grösseren Anzahl (mehr als 6×6) von abgebrannten Brennstoffsegmenten beladen, die von frischen Brennstäben umgeben sind. Die Spaltverteilung im Übergangsbereich zwischen den frischen und den abgebrannten Brennstäben wird gemessen. Die Messdaten, die weltweit erstmals mit dieser Auflösung ermittelt werden, dienen der Validierung der entsprechenden Rechenmethoden. Dazu wurden neue Messtechniken entwickelt, um die Leistungsverteilung auch im abgebrannten Brennstoff ermitteln zu können. Zum einem basieren sie auf verzögerten Neutronen und zum andern auf von Spaltprodukten emittierten Gammastrahlen. Die beiden Methoden wurden 2009 durch Bestrahlungen mit abgebrannten Brennstabsegmenten (Abbrand bis 64 GWd/t) getestet. Im Jahre 2010 wurde das theoretische Verständnis für beide Methoden vertieft und ihre Messunsicherheit und SENSItivitäten bestimmt sowie die Ergebnisse mit Rechnungen vergleichen. Diese Ergebnisse werden zusätzlich gebraucht, um das Auslegung der Messstation, die während RISE verwendet werden soll, zu verbessern und ihre Leistungsfähigkeit betr. der Unterdrückung von Fehlsignalen quantitativ zu bestimmen.

Für die geplanten Experimente mit grösseren Mengen von abgebrannten Brennstoffsegmenten muss die gesamte PROTEUS Anlage modernisiert und der Reaktor neu ausgelegt werden. Das Ziel des PROTEUS Upgrade Projektes ist die Erstellung der neuen Bau- und Betriebsbewilligungen. Durch die Neuausrichtung des Projektes von LIFE@PROTEUS zu RISE wurde in 2010 mit den entsprechenden Anpassungen der Gesuchsunterlagen für die zukünftige Bau- und Betriebsbewilligung begonnen.

Hotlabor

Das PSI-Hotlabor ist als einzige schweizerische Forschungsanlage zur Bearbeitung und Untersuchung aller Arten von radioaktiven Materialien und stark radioaktiver Komponenten (oder Teilen davon) von Kraftwerken und Forschungs-Beschleunigeranlagen ausgerüstet.

Das Hotlabor als PSI-Grossanlage, ist gemäss Kernenergieverordnung eine der schweizerischen Kernanlagen und erfüllt den für solche Anlagen erforderlichen Sicherheitsstandard. Seit Anfang 2008 ist die neue PSI Abteilung Hotlabor (AHL) zuständig für den Betrieb des Labors und auch gleichzeitig der Hauptbenutzer der Anlage.

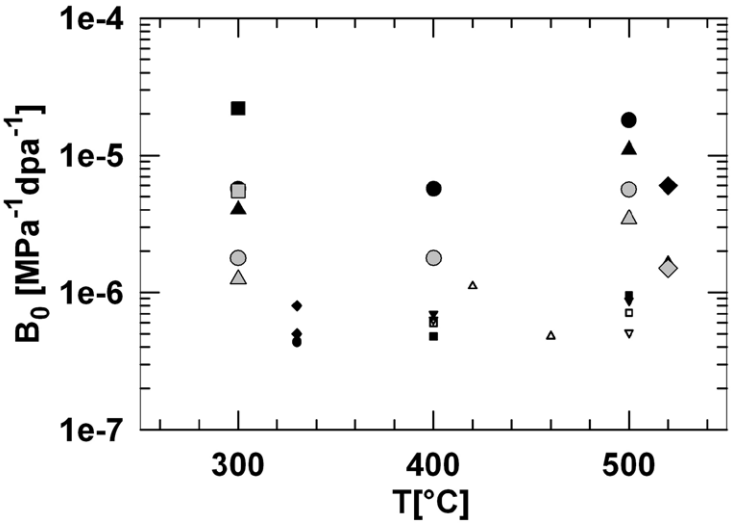
Der Anlagebetrieb ist mit 35 AHL-Mitarbeitern gesichert. Sie sind verantwortlich für die Hausinstallationen, die heissen Zellen aber auch für die anspruchsvollen fortschrittlichen Instrumentalanalytiken. Dazu benutzen regelmässig ca. 50 PSI- und externe Mitarbeiter die Anlage für ihre Forschungsarbeit. Nachfolgend sind die hauptsächlich zu bearbeitenden wissenschaftlichen Dienstleistungen- und Forschungsschwerpunkte aufgelistet:

- Kleinstprobenvorbereitung von bestrahlten, hochradioaktiven 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.

Das Berichtsjahr wurde mit den intENSIven Nachbestrahlungsuntersuchungen von verschiedenen Brennstabtypen aus schweizerischen Kernkraftwerken geprägt. Diese Untersuchungen leisten einen wesentlichen Beitrag für den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke und die Weiterentwicklung hinsichtlich Sicherheit und Wirtschaftlichkeit der Brennstäbe.

HT MAT

Strahlungsinduziertes Kriechen von Strukturwerkstoffen, die im Betrieb hoher Neutronenbelastung ausgesetzt sind wie Hüllrohre von schnellen Reaktoren erleiden verschiedene Strahlenschäden. Besonders bedeutend sind «Schwellen» und «strahlungsinduziertes Kriechen». Diese Art der Verformung unter Last ist nicht gleichbedeutend mit thermischem Kriechen, das ab Temperaturen, die grösser als 0,35 T_m (T_m Schmelzpunkt in K) auftritt. Strahleninduziertes Kriechen ist eine Folge der hohen Punktdefektkonzentration, die durch die Bestrahlung bedingt ist. Als Mass für strahlungsinduziertes Kriechen kann die entsprechende «Compliance» B0 herangezogen werden, die im wesentlichen die Dehnung pro Spannungseinheit und Dosiseinheit beschreibt. Da strahleninduziertes Kriechen eine werkstoffabhängige Eigenschaft ist, sind entsprechende Untersuchungen für die Entwicklung neuer Werkstoffe für nukleare Anwendungen sehr wichtig. Ergebnisse von Werkstoffen für die nächste Generation von schnellen Reaktoren sind in Figur 4 gezeigt.



Figur 4: Vergleich der Compliances für strahleninduziertes Kriechen als Funktion der Bestrahlungstemperatur. Die gossen Symbole repräsentieren Ergebnisse aus Versuchen mit Helium-Bestrahlung. Die kleinen Symbole stammen von Versuchen mit Neutronen.

In dieser Figur sind sowohl Daten aus Versuchen mit Neutronen, als auch solche aus Versuchen mit Ionen wie Helium eingetragen. Die (leichten) Unterschiede in den verschiedenen Arten der Bestrahlung sind wahrscheinlich auf unterschiedliche Schädigungsraten zurückzuführen. Qualitativ zeigen jedoch beide Arten der Bestrahlung vergleichbare Ergebnisse. Man erkennt, dass es im Gegensatz zu thermischem Kriechen für strahleninduziertes Kriechen praktisch keine Temperaturabhängigkeit gibt. Es zeigt sich ausserdem, dass fortschrittliche Werkstoffe, wie Oxid-dispersionsgehärtete Stähle (ODS) bezüglich strahleninduzierten Kriechens weniger Unterschied zu traditionellen Werkstoffen haben, als dies für thermisches Kriechen gilt. Die Ergebnisse zeigen, dass strahleninduzierte Kriechvorgänge mit Ionenbestrahlung hinreichend zuverlässig charakterisiert werden können und dass damit zeitintENSIve und kostspielige Untersuchungen mit Neutronen minimiert werden können.

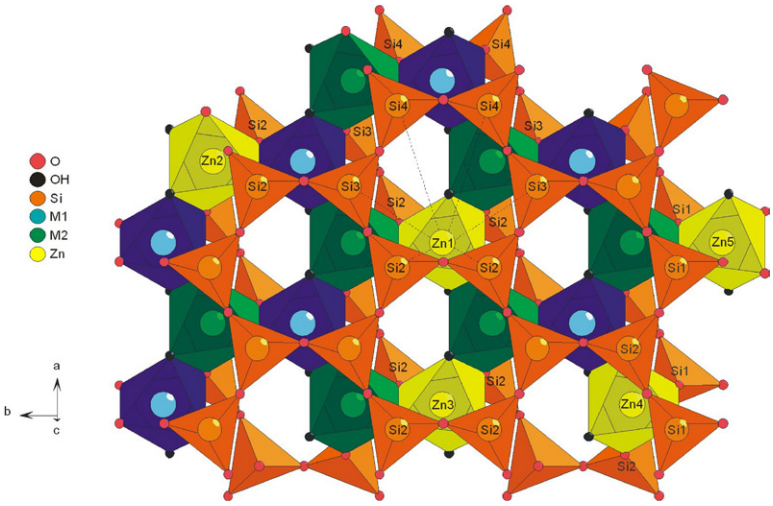
Brennstoffkreislauf und Gesamtüberblick

Entsorgung radioaktiver Abfälle

Die Sorption von radioaktiven Elementen an Tonmineralien des Nah- und Fernfeldes eines potenziellen radioaktiven geologischen Endlagers ist der vorherrschende Prozess, welches das Freisetzen von Radioaktivität verhindert. Ein molekulares mechanistisches Verständnis von Sorptionsprozessen ist daher ein Kernelement um Langzeitvorhersagen über die Aufnahme von Radionukliden an Tonmineralien in Sicherheitsanalysen machen zu können. In diese Studie wurde die Aufnahme von Zink an Montmorillonit, einem dioktaedrischen Smektit, untersucht. Smektite sind aus einer oktaedrischen Aluminium- und zwei tetraedrischen Silizium-Schichten aufgebaut. Aufgrund von isomorphen Austauschungen in den oktaedrischen Schichten ergibt sich eine permanente Ladung der 001-Oberflächen. Kationen, die an diesen Oberflächen aufgenommen werden, formen nur schwach gebundene Komplexe, welche sich leicht durch andere Ionen in Lösung entfernen lassen. Neben diesen Kationenaustauschprozessen ergeben sich an den Kanten der Montmorillonitstruktur pH -bhängige Sorptionprozesse. Sorptionsmodelle, wie z. B. das «2 site protolysis non electrostatic surface complexation and cation exchange" (2SPNE SC/CE) Model", beschreiben quantitativ Sorptionprozesse von Metallen mit Valenzzahlen von II bis VI [1]. Eine Hauptannahme in diesem Modell ist, dass es zwei Arten von Oberflachenkomplexen an den Kanten der Montmorillonitstruktur geben muss. Der eine dieser Komplexe hat eine Beladungskapazität bis zu 2 mmol/kg und wurde als «starker Komplex" benannt. Mit einer Beladungskapazität von bis zu 40 mmol/kg gibt es einen zweiten, der als »schwacher Komplex" bezeichnet wurde.

Im Rahmen dieser Röntgenabsorptionsmessungen wurden drei unterschiedliche Zink-Proben untersucht. Zink wurde als repräsentatives Element für zweiwertige Radionuklide (z. B. Ni, Co) ausgewählt, da es erlaubt, die Röntgenabsorptionsuntersuchung an umweltrelevanten Konzentrationen (einige wenige mmol/kg, welches einigen hundert ppm entspricht) durchzuführen. Die erste dieser Proben ist der natürliche Montmorillonit, der bis zu 2 mmol/kg Zink, eingebaut in die Kristallstruktur, enthalten kann. Die Datenanalyse der Röntgenabsorptionsmessungen zeigte, dass das Zink, neben sechs Sauerstoffatomen bei 2,07 Å, von drei Aluminiumatomen bei 3,02 Å and vier Siliziumatomen bei 3,22 Å umgeben ist (Zn1 in Figur 5). Diese Stukturparameter zeigen, dass das Zink in solche oktaedrischen Position eingebaut ist, in denen die Sauerstoff-Wasserstoff-Gruppen transversal zum Oktaeder stehen (M1 in Figur 5). Die fouriertransformierten Daten der Röntgenabsorptionsmessungen an niedrig konzentrierten Proben (~2 mmol/kg) zeigten Unterschiede zu den einbauten Zink Komplexen. Die Datenanalyse ergab, dass die lokale Zinkumgebung aus ungefähr einem Aluminiumatom bei 3,02 Å, einem Siliziumatom bei 3,07 Å and zwei Siliziumatomen bei 3,26 Å besteht.

Diese Ergebnisse lassen sich mit einer Mischung von verschiedenen Oberflächenkomplexen in der Fortsetzung der Aluminiumschichten erklären (zum Vergleich Zn2–Zn5 in Figur 5). Im Falle der hohe Zink-Oberflächenbeladungen (~30 mmol/kg) ergeben die Spektren ein anderes Bild. Die IntENSItät der Spektren ist im Vergleich mit den zwei vorhergehend diskutierten Proben erheblich reduziert. Dies deutet darauf hin, dass das sich die lokale Umgebung der Zinkkomplexe signifikant von den zuerst diskutierten unterscheidet, und dass die Sorptionskomplexe weit weniger geordnet sind. Die Datenanalyse ergab, dass das Zn von ungefähr einem Aluminiumatom bei 3,04 Å and einem Siliziumatom bei 3,33 Å umgeben ist. Die höhere Unordnung dieser Komplexe und die längeren Zn–Si-Bindungsabstände deuten darauf hin, dass diese nicht stark in oktaedrischen Positionen gebunden sind, sondern eher relativ frei und zufällig an der Oberfläche variieren können. Die Röntgenabsorptionsuntersuchung konnten daher fundamental zugrunde liegende Annahmen im 2SPNE-SC/CE-Sorptionsmodell, nämlich die Bildung von zwei Arten von Oberflächenkomplexen, bei der Zink-Sorption an den Kanten der Montmorillonitstruktur zweifelsfrei bestätigen.



Figur 5: Illustration von Zink-Komplexen inkorporiert in Montmorillonit und Zink-Komplexe sorbiert an oktaedrischen Positionen (Zn2–Zn5) (M1 kennzeichnet trans- and M2 cis-oktaedrische Aluminium-Positionen).

Fast : Optimierung der sicherheitsrelevanten Parameter des natriumgekühlten Reaktors

Die fortgeschrittenen Reaktorkonzepte der vierten Generation mit schnellem Neutronenspektrum sollten in der Lage sein, ihren Brennstoff selber aus schlecht spaltbarem 238U zu erzeugen und die minoren Aktinide aus ihrem abgebrannten Brennstoff zu rezyklieren. Ein vielversprechendes Projekt ist hierbei der mit flüssigem Natrium gekühlte schnelle Brüter (SFR). Ein deutlicher Nachteil dieses Reaktortyps ist allerdings sein positiver Voidkoeffizient.

Das Ziel dieser Studie ist die Analyse und Anwendung von drei Optimierungsverfahren für die sicherheitsrelevanten Parameter, die aus der Literatur bekannt sind:

- die Auswirkung des oberen Natrium-Plenums mit einer Borschicht darüber;
- die Verwendung von mehreren Moderatorstäben statt Brennstäben;
- das Höhe/Querschnitt (H/D) Verhältnis.

Alle drei Optimierungen haben eine andere Auswirkung auf die leistungs- und sicherheits-relevanten Parameter: die Reaktivität, den Brutgewinn BG, die Dopplerkonstante DC und den Voidkoeffizienten.

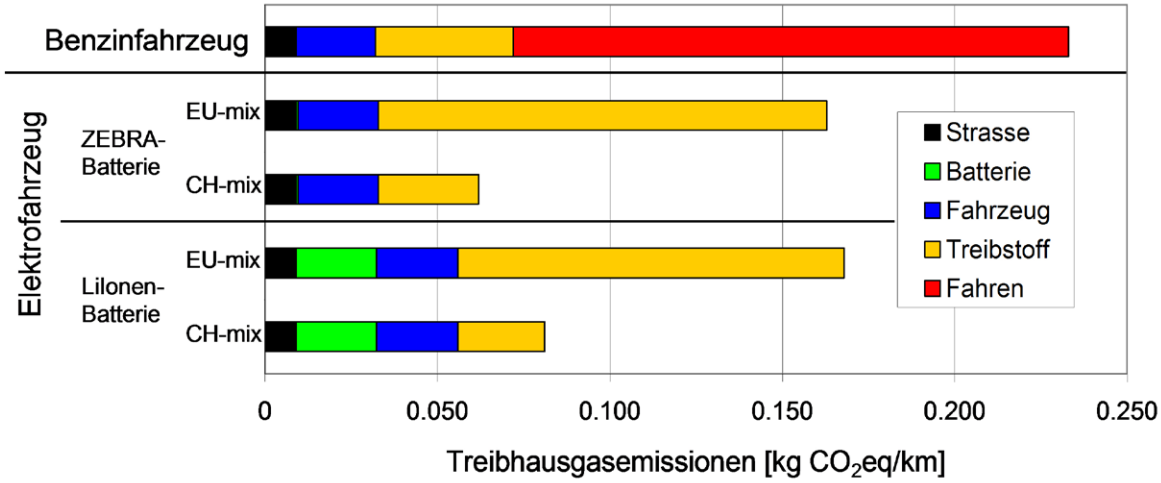
Die drei Optimierungsoptionen können auch kombiniert werden. Zwei unterschiedlich optimierte Reaktoren waren vorgeschlagen worden:

- Reaktor mit 30 cm Plenum und einer 5 cm dicken Borschicht darüber, mit einem H/D-Verhältnis von 0,152 (wobei die Brennstoffhöhe 0,8 m ist).
- Reaktor mit 30 cm Plenum und einer 5 cm dicken Borschicht darüber, mit einem H/D-Verhältnis von 0,280 (wobei die Brennstoffhöhe 1,2 m ist) und mit 10 Moderatorstäben.

Diese zwei Reaktoroptionen sollen in Zukunft weiter analysiert und mit dem ursprünglichen Reaktor verglichen werden, wobei nicht nur die leistungs- und sicherheitsrelevanten Parameter neu berechnet werden sollen, sondern auch das Verhalten beim Sieden des Natriums soll erforscht werden.

Technologie Bewertung

Die Technologie Assessment Gruppe war im Jahr 2010 in eine Vielzahl von Projekten involviert: Ein EU-Projekt zur Energiesicherheit (SECURE), Forschung im Verbund mit den ETH-Kompetenzzentren zu CO_2-Management bei der Stromerzeugung (CARMA) sowie Emissionen durch Biomasseverbrennung (IMBALANCE) und Elektromobilität (THELMA), Arbeiten im Rahmen von ecoinvent und eine Reihe von kleineren Projekten für Industrie, nationale und internationale Organisationen, so-



Figur 6: Treibhausgasemissionen aus dem Lebenszyklus von Benzin- und Elektrofahrzeugen pro Fahrzeugkilometer (Bauer und Simons, 2010; Bauer 2010).

wie Behörden.

Teil der Ökobilanzaktivitäten war die Analyse der Umweltauswirkungen von verschiedenen Personenwagen, darunter auch batteriebetriebene Elektrofahrzeuge für die Elektrizitätswerke des Kantons Zürich (EKZ) bzw. für Volkswagen (VW). Figur 6 zeigt erste Ergebnisse: Die Treibhausgasemissionen pro Fahrzeugkilometer eines Benzinfahrzeugs (Renault Twingo) im Vergleich mit Elektrofahrzeugen (e-Twingo) im Stadtverkehr, entweder mit einer ZEBRA-Batterie oder einer Li-Ionen-Batterie als Energiespeicher. Zum Laden der Batterien wird der Schweizer Versorgungs- oder der EU-Strommix verwendet. Die Gesamtemissionen des Benzinfahrzeugs sind höher. Mit dem EU-Mix wird eine Reduktion von rund 30 % erreicht, mit dem Schweizer Mix (inkl. Importen) je nach Batterietyp eine Reduktion von 65–70 %. Beim Benzinauto stammt der grösste Anteil der Emissionen aus dem Verbrennungsmotor, bei den Elektrofahrzeugen je nach Stromquelle für die Batterieladung aus der Stromproduktion oder aus der Fahrzeug- und Batterieherstellung.

Die Ergebnisse der Ökobilanz für weitere Schadstoffemissionen bzw. Umweltindikatoren müssen differenziert betrachtet werden: einerseits sind sie für die Batteriefahrzeuge teilweise stark von den Stromquellen für die Batterieladung abhängig; andererseits können Batteriefahrzeuge bei Indikatoren, zu denen die Batterieherstellung grosse Beiträge liefert und die Benzinverbrennung kaum ins Gewicht fällt, schlechter als moderne Benzinfahrzeuge abschneiden.

Dieser Vergleich stellt einen ersten Schritt zu einer umfassenden Bewertung einer Vielzahl von heutigen und zukünftigen Fahrzeugtechnologien bzgl. ihrer Umweltauswirkungen insgesamt dar, die im Rahmen des breit abgestützten, multi-disziplinären Projekts THELMA (Technology-centered Electric Mobility Assessment, www.thelma-emobility.net/) umfassend untersucht werden.

Energiewirtschaft

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 ein Forschungsprojekt zusammen mit dem Automobilhersteller Volkswagen AG durchgeführt. Ziel war es, mit Hilfe einer Szenarioanalyse die Erfolgsaussichten zukünftiger Antriebstechnologien in Automobilen und von alternativen Treibstoffen besser beurteilen zu können. Die EEG verwendete hierzu das multiregionale, globale Energiemodell (GMM), welches die diskontierten Gesamtkosten eines zukünftigen Energiesystems minimiert. Im Modell können die einzelnen Energieträger von der Erzeugung oder fossilen Extraktion über mögliche Umwandlungen bis hin zur Nachfrage in den verschiedenen Wirtschaftssektoren abgebildet werden.

Mit Hilfe der Szenarioanalyse konnte der Einfluss von Schlüsselfaktoren auf die Anteile möglicher Antriebstechnologien am globalen Flottenmix bestimmt werden – gleichzeitig auch kosteneffektive Produktionswege und Anteile der dazugehörigen Treibstoffe, zu denen auch Elektrizität oder Wasserstoff gehören. Untersuchte Schlüsselfaktoren waren zum Beispiel der Marktanteil möglicher Kurzstreckenautos («City Car»), die Stringenz der Klimapolitik und die verfügbaren Volumina der fossilen Energievorräte («Peak Oil»).

Die Resultate zeigen, dass Elektro-Kurzstreckenautos mit Hilfe einer ausreichenden Klimapolitik kosteneffektiv sein können und eine stringente Klimapolitik sogar Elektrofahrzeuge ermöglichen könnte, die eine ähnliche Tankreichweite wie heutige Verbrennungsautos haben. Voraussetzung wäre eine schrittweise Verbilligung von Batterien durch den technologischen Fortschritt. Erfolgsentscheidend ist eine partielle Dekarbonisierung der Elektrizitätsproduktion, was zum Beispiel durch fossile Kraftwerke mit CO_2-Abscheidung und Speicherung kosteneffektiv möglich wäre.

Die Studie zeigt auch die Potenziale anderer Technologien im Automobilsektor auf: z. B. sind Brennstoffzellen auf lange Sicht eine ernstzunehmende Alternative, und falls pessimistischere Schätzungen fossiler Vorräte zuträfen, könnten vor allem effiziente Hybridautos profitieren, die mit Biotreibstoffen oder mit dem noch länger verfügbaren und emissionsärmeren Erdgas betrieben werden könnten.

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 ergeben sich Zusammenarbeiten mit rund 30 Partnern aus etwa 10 Ländern, wobei sowohl alle wichtigen Forschungsinstitutionen als auch die grössten Hersteller von Nuklearsystemen, aber auch diverse Aufsichtsbehörden vertreten sind. Eine detaillierte Auflistung befindet sich auf: nes.web.psi.ch/int_cooperations.html.

Referenzen

1.[1] J. Freixa, T.-W. Kim, TRACE Nodalization Description of the Olkiluoto-3 EPR, PSI TM-41-09-22, November 2009.

1.[2] O. Zerkak, Development of a TRACE 3-D VESSEL Component describing the EPR Reactor Pressure Vessel, PSI TM-41-09-04, April 2010.

1.[3] J. Freixa, A. Manera, Verification of a TRACE EPR model on the basis of a scaling calculation of an SBLOCA ROSA test, Nucl. Eng. Design, angenommen, Januar 2011.

1.[4] V. Petrov, A. Manera, Development of a CFD model for the EPR pressure vessel, In: Int. Congress Advances in NPPs, ICAPP10, San Diego, US, 13-17 Juni 2010.

1.[5] Y. Yun et al, Analysis of Fuel rod Behaviour in EPR during base irradiation and LOCA transient utilizing FALCON, In: LWR Fuel Performance, TopFuel 2010 Meeting, Orlando, US, 26-29 September 2010.

5.[a] A. KISSELEV, »Short overview on the PARAMETER program at LUCH", Proceedings of 15th Int. QUENCH Workshop, Karlsruhe, Germany, (November 2009) ISBN 978-3-923704-71-2.

5.[b] H. C. No, K-W Lee and C-H. Song, »An Experimental Study on Air-Water Countercurrent Flow Limitation in the Upper plenum with a Multi-Hole Plate", Nucl. Engrg. Tech.", 37 (6), pp. 557-564, (2005).

5.[c] J.C. Birchley, L. Fernandez Moguel, »Assessment of SCDAP/RELAP5 Modelling of Top-down Reflood, using PARAMETER Bundle Experiments", Paper 11031, Proceedings of ICAPP '11, Nice, France, May 2011.

7.[1] BFE Bericht (2009).

10.[1]M. H. Bradbury and B. Baeyens, J. Contam. Hydrol. 27, 223-248 (1997).

Laufende und im Berichtsjahr abgeschlossene Projekte

(* IEA-Klassifikation)

SICHERHEITSEXPERTISE UND -FORSCHUNG BEZÜGLICH TRANSIENTENANALYSEN DER REAKTOREN IN DER SCHWEIZ STARS

R+D 4.1.1*

Lead:	PSI	Funding:	ENSI
Contact:	Hakim Ferroukhi hakim.ferroukhi@psi.ch	Period:	2006–2012

Abstract: Die Aufgabe des STARS-Projekts ist die Pflege und Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen. Diese schliessen das Anlageverhalten vom Normalbetrieb bis hin zu auslegungsüberschreitenden Störfällen (bis zum evtl. Kernschmelzen) ein.

RISIKO UND MENSCHLICHE ZUVERLÄSSIGKEIT HRA

R+D 4.1.1

Lead:	PSI	Funding:	ENSI
Contact:	Vinh Dang Vinh.dang@psi.ch	Period:	2006–2012

Abstract: HRA untersucht den Stellenwert menschlicher Handlungen für die dynamische Risikobewertung. Der sichere und zuverlässige Betrieb komplexer Systeme bedarf einer ständiger Optimierung der technischen Einrichtungen inklusiver ihrer ergonomischen Gestaltung.

PROTEUS NULLLEISTUNGREAKTOR PROGRAMME

R+D 4.1.4

Lead:	PSI	Funding:	PSI
Contact:	Gregory Perret gregory.perret@psi.ch	Period:	

Abstract: PROTEUS is a zero-power research reactor operated at the Paul Scherrer Institute, Switzerland. One of its main characteristics is a high degree of flexibility in studying a wide range of different systems. At present, it is being used to provide an extended integral database for the validation of modern light water reactor fuel designs.

NUKLEARE BRENNSTOFFE

R+D 4.1.1

Lead:	PSI	Funding:	ENSI
Contact:	Johanes Bertsch johannes. bertsch@psi.ch	Period:	

Abstract: The project Nuclear Fuels focuses on different aspects of nuclear reactor core internals. The most important is the fuel itself, consisting of the ceramic fuel pellets and the surrounding cladding, typically made of a Zirconium alloy. The interest is on the physical, chemical and mechanical properties of these components and their respective influence on the performance and safety during operation in the nuclear power plant, but also after service during handling or storage periods.

BAUTEILSICHERHEIT INTEGER

R+D 4.1.1

Lead:	PSI	Funding:	ENSI / KKW
Contact:	Hans-Peter Seifert hans-peter.seifert@psi.ch	Period:	

Abstract: Das Projekt Integer befasst sich mit Alterungsmechanismen in druckführenden Primärkreislaufkomponenten sowie mit deren möglichen Auswirkungen auf die Lebensdauer und Sicherheit von Kernkraftwerken. Die Ermüdung ist ein wichtiger Schädigungsmechanismus, der mit zunehmendem Anlagenalter an Bedeutung gewinnt und vereinzelt auch zu Ermüdungsrissbildungen und Leckagen in Druck führen den Komponenten geführt hat.

FORSCHUNG ZU SCHWEREN UNFÄLLEN

R+D 4.1.4

Lead:	PSI	Funding:	ENSI
Contact:	Salih Güntay salih.guentay@psi.ch	Period:	

Abstract: Zu den Schwerpunkten der Sicherheitsbetrachtungen beim Betrieb von Kernkraftwerken (KKW) gehören die Vorkehrungen zur Verhinderung der Freiset zung des Radiojods, einem potenziellen Verursacher von Schilddrüsenkrebs. Die Forschung am PSI dient der Erarbeitung neuer technischer Verfahren und der Entwicklung von Rechenprogram men zur Modellierung von u.a. solchen Störfällen.

ENTSORGUNG RADIOAKTIVER ABFÄLLE

R+D 4.1.4

Lead:	PSI	Funding:	PSI
Contact:	Mike Bradbury mike.bradbury@psi.ch	Period:	

Abstract: Das Labor für Endlagersicherheit entwickelt und testet Modelle und stellt spezifische Daten bereit, die für die Sicherheitsanalysen von geplanten Schweizer Endlagern für radioaktive Abfälle wichtig sind. Die Ausbreitungsparameter von Radionukliden im Opalinuston, einem prädestinierten Wirtsgestein für ein Tiefenlager, sind wichtig für die Sicherheitsanalysen für ein solches Endlager.

HOCHTEMPERATURMATERIALIEN HT-MAT

R+D 4.1.5

Lead:	PSI		Funding:	PSI
Contact:	Wofgang Hoffelner	wofgang.hoffelner@psi.ch	Period:	

Abstract: Eine möglichst genaue Bestimmung von Lebensdauer und Restlebensdauer von hoch belasteten Komponenten in Kernanlagen ist für deren sicheren Betrieb von grösster Bedeutung. Das gilt nicht nur für gegenwärtige Kraftwerke, sondern es gilt in gleichem Masse auch für zukünftige Anlagen.

ALPHA

R+D 4.1.1

Lead:	PSI		Funding:	PSI
Contact:	Horst-Michael Prasser	horst-michael.prasser@psi.ch	Period:	

Abstract: Im Rahmen des OECD-Projekts Seth-2 führt das Labor für Thermohydraulik an der Panda-Anlage Experimente zum Containmentverhalten von Leichtwasserreaktoren durch. In Arbeitsteilung mit der Versuchsanlage Mistra (CEA, Frankreich) wird das Ziel verfolgt, eine umfangreiche Datenbasis zu erstellen, die es gestattet, heute übliche Rechenprogramme hinsichtlich der Vorhersage der Wasserstoffausbreitung bei Störfällen mit Kernüberhitzung zu validieren und zu verbessern.

FAST

R+D 4.1.5

Lead:	PSI		Funding:	PSI
Contact:	Konstantin Mikityuk	konstantin.mikityuk@psi.ch	Period:	

Abstract: Der mit Helium gekühlte Schnelle Reaktor (GFR) ist ein Design, das die Ziele des Generation IV In ternational Forums erfüllen könnte. Zur Simulation von sicherheitsrelevanten GFR-Transienten wird der state-of-the-art Computer Code Trace eingesetzt, der Teil des im Projekt Fast entwickelten Codesystems ist.

GANZHELITLICHE BETRACHTUNG IM ENERGIEBEREICH GABE

R+D 7.1

Lead:	PSI		Funding:	PSI
Contact:	Peter Burgherr	peter.burgherr@psi.ch	Period:	

Abstract: Die analysierten Technologien umfassen zentrale Stein- und Braunkohle-, sowie Erdgas kraftwerke mit und ohne Abscheidung und Einlage rung von CO2 (Carbon Capture and Storage, CCS) und dezentrale Wärme-Kraft-Kopplungsanlagen (WKK) inklusive der zugehörigen Brennstoffketten. Um die mögliche Bandbreite der zukünftigen Tech nologieentwicklung berücksichtigen zu können, wurden Umweltauswirkungen für verschiedene Szenarien quantifiziert.

HOTLABOR

R+D 4.1.4

Lead:	PSI		Funding:	PSI
Contact:	Didier Gavillet	didier.gavillet@psi.ch	Period:	

Abstract: Das PSI-Hotlabor ist als einzige schweizerische Forschungsanlage zur Bearbeitung und Untersuchung aller Arten von radioaktiven Materialien und stark radioaktiver Komponenten (oder Teilen davon) von Kraftwerken und Forschungs- oder Beschleunigeranlagen ausgerüstet. Das Hotlabor als PSI-Grossanlage ist gemäss Kernenergieverordnung eine der schweizerischen Kernanlagen und erfüllt die für solche Anlagen erforderlichen Sicherheitsstandards.