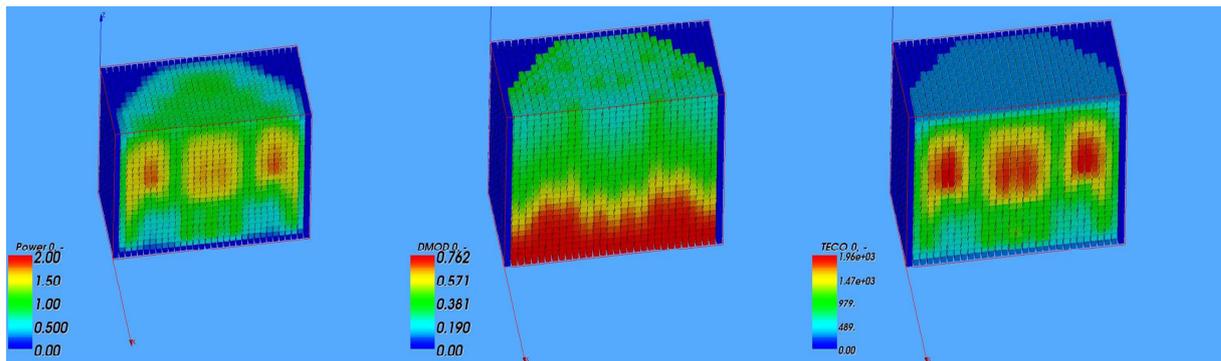


Rapport de synthèse 2008 du chef de programme OFEN Synthesebericht 2008 des BFE-Programmleiters

Forschungsprogramm Regulatorische Sicherheitsforschung

Reiner Mailänder

reiner.mailaender@ensi.ch



Projekt STARS

3D-Simulationen von thermohydraulischen Parametern im Kern eines Siedewasserreaktors: Von links nach rechts Darstellungen der Leistung, der Moderatorordichte und der Temperatur unter Gleichgewichtsbedingungen. Quelle: PSI

Programmschwerpunkte

Im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung vergibt und koordiniert das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) Forschungsaufträge mit dem Ziel, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für die Aufsicht verfügbar zu machen. Diese Forschungsprojekte tragen zu Erhaltung und Ausbau der hohen Sicherheit der Schweizer Kernanlagen bei. Das ENSI betreibt nationale und internationale Forschungsprojekte in den vier folgenden Themenbereichen:

- Im Bereich **Reaktorsicherheit** stehen nebst der Materialforschung nach wie vor die Begleitforschung über Stör- und Unfälle zur Weiterentwicklung der deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalysen im Vordergrund. Zudem beteiligt sich das ENSI an einer Reihe von internationalen Datenbankprojekten und erhält so Informationen über die Ursachen, Häufigkeiten und Verläufe verschiedener Störfälle.

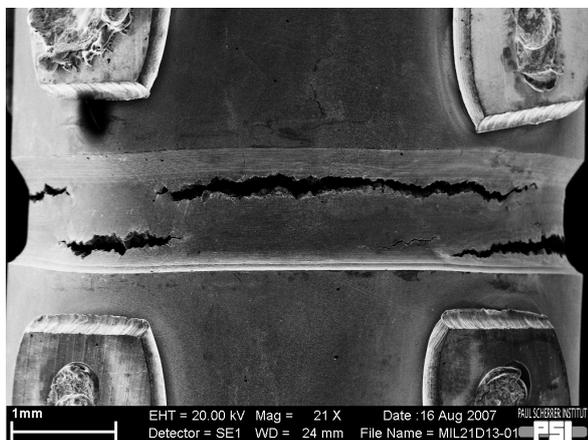
- Der Strahlenschutz dient dem Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Umgebung der Kernanlagen vor ionisierender Strahlung.
- Im Bereich Transport und Entsorgung konzentriert das ENSI seine Forschung zurzeit auf die Untersuchung geeigneter geologischer Schichten für die Tiefenlagerung hochradioaktiver und langlebiger Abfälle. Im Felslabor Mont Terri werden Experimente zur Eignung des Opalinustons für die geologische Tiefenlagerung durchgeführt.

Mensch, Organisation und Sicherheitskultur haben einen wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit einer Kernanlage. Die dazu vom ENSI unterstützten Forschungsprojekte beschäftigen sich unter anderem mit dem Einfluss menschlicher Handlungen in Störfallsituationen und mit Anforderungsprofilen für das Personal von Kernkraftwerken.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse 2008

Reaktorsicherheit

Kora – Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials [1]: Kora (**K**orrosionsrisswachstum in **a**ustenitischen **S**trukturwerkstoffen) ist ein mehrjähriges Forschungsprojekt des Paul Scherrer Institutes (PSI). Kora beschäftigt sich mit den Schädigungsmechanismen der Spannungsrissskorrosion (SpRK) und der Korrosionsermüdung (Figur 1). Es ist in drei Themenbereiche aufgeteilt: Das Teilprojekt I beschäftigt sich mit der Korrosionsermüdung von austenitisch rostfreien Stählen, das Teilprojekt II mit dem elektrochemischen Rauschen, einer neuen Methode



Figur 1: Elektronenmikroskopische Aufnahme der in Versuchsproben gebildeten Risse. (Quelle: PSI)

zur Früherkennung von Spannungsrissskorrosion, und das Teilprojekt III mit der Spannungsrissskorrosion in Mischschweissnähten (zwischen Nickelbasis-Werkstoffen und niedrig legierten Stählen).

Die Projektziele umfassten in der Berichtsperiode 2008:

Teilprojekt 1: Diese Versuche wurden unter den Bedingungen von Druckwasserreaktoren (DWR) und Siedewasserreaktoren (SWR) durchgeführt. Es wurde festgestellt, dass das bestehende Regelwerk den Umgebungseinfluss auf die Initiierung von Ermüdungsrisse und die Geschwindigkeit der Rissausbreitung nicht ausreichend erfasst. Dies gilt für geringe Belastungsfrequenzen und niedrigen Dehnraten. Die experimentellen Daten bestätigen aber neue Ansätze, insbesondere diejenigen der US-Aufsichtsbehörden (Nureg/CR6909 & NRC Regulatory Guide 1.207).

Teilprojekt 2: Mit einer optimierten Technik zur Messung des elektrochemischen Rauschens konnte gezeigt werden, dass die Rissinitiierung auch unter Siedewasser-Bedingungen im Labor erfasst werden kann. Allerdings ist die Messtechnik sehr oberflächensensitiv, und der Abstand zwischen Referenzelektrode und Probenoberfläche muss sehr klein gehalten werden. Dennoch kann die elektrochemische Rauschtechnik wertvolle weitere Versuchsdaten liefern, insbesondere bei experimentellen Untersuchungen zur Rissinitiierung.

Teilprojekt 3: Diese Versuche wurden an Mischnähten aus so genanntem Alloy 182 durchgeführt. Ein Schwerpunkt der Experimente betraf die Fragestellung, ob interdentrische Risse in der Legierung Alloy 182 unter bestimmten Bedingungen auch im ferritischen Stahl des Reaktordruckbehälters weiter wachsen können. Es wurde festgestellt, dass bei erhöhten Chloridgehalten im Primärwasser der Übergang zwischen austenitischem und ferritischem Schweissgut die sonst beobachtete Barrierenwirkung für das Risswachstum verlieren kann.

Diagnostik-II – Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement due to Neutron Irradiation [2]: Rostfreie Stähle in Kernkraftwerken werden oft zyklisch wechselnden Lasten und Neutronenflüssen ausgesetzt, welche diese Werkstoffe altern bzw. verspröden lassen. Die Erfahrung zeigt, dass sich dabei unter Umständen Risse bilden, welche zum Versagen von mechanischen Komponenten führen können. Im Rahmen des Projekts Diagnostik wird versucht, neue Methoden zu entwickeln, mit denen daraus folgende Schäden besonders früh in austenitisch rostfreien Stählen entdeckt werden können. Das Projekt wurde während der Jahre 2006 – 2008 durchgeführt und gliedert sich in zwei Bereiche. Teilprojekt 1 beschäftigte sich mit Bewertung und Früherkennung von thermomechanischer Ermüdung, Teilprojekt 2 mit Werkstoffversprödung durch Neutronenbestrahlung.

Teilprojekt 1: Im Jahre 2008 wurden experimentelle thermomechanische sowie isotherme LCF-Versuche durchgeführt. Die dabei an den Probenoberflächen erzeugten Ermüdungsrissnetzwerke wurden systematisch erfasst und entsprechend der Rissdichte dem Erschöpfungsgrad zugeordnet. Weitergehende mikrostrukturelle Aspekte während Rissinitiation und -wachstum wurden mit neusten Analysemethoden untersucht. Die experimentellen Ergebnisse wurden auch verwendet, um die Parameter einer theoretischen Modellierung der Ermüdungsschädigung zu optimieren.

Mit den experimentellen Arbeiten wurden Referenzproben aus austenitischen Rohrleitungsmaterialien mit definierter Ermüdungsschädigung erzeugt. Weiterhin standen für Labormessungen auch Rohrleitungssegmente zur Verfügung, die aus Schweizer Kernkraftwerken ausgebaut wurden. Projektziel war die zerstörungsfreie Bestimmung der Materialermüdung. Dabei sollte auch der Martensiteffekt ausgenutzt werden, der eine Änderung der elektromagnetischen Eigenschaften mit zunehmendem Martensitgehalt zur Folge hat. Die Messungen an den ausgebauten Rohrleitungssegmenten, deren Oberflächenzustand den realen Einsatzbedingungen entspricht,

zeigten eine hohe Stöempfindlichkeit der Messtechnik. Damit musste festgestellt werden, dass die Methode des Martensiteffekts zur Ermüdungsgradbestimmung für austenitische Rohrleitungsstähle aus dem Nuklearbereich nur sehr beschränkt einsetzbar ist.

Teilprojekt 2: In einem weiteren Teilprojekt sollte untersucht werden, ob eine zerstörungsfreie Messtechnik entwickelt werden kann, um die Materialversprödung durch Neutronenbestrahlung zu erfassen. Dazu wurde insbesondere der thermoelektrische Seebeck-Koeffizient an Kerbschlag-Proben mit unterschiedlicher Materialversprödung gemessen. Es konnte dabei gezeigt werden, dass es eine monotone Änderung des Seebeck-Koeffizienten mit zunehmender Fluenz gibt. Herausfordernd sind aber die relativ geringe Änderung des Seebeck-Koeffizienten sowie die Streuung der zurzeit eingesetzten Messtechnik.

Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern [3]: Die Änderung der Materialeigenschaften des Reaktordruckbehälters (RDB) infolge der Neutronenbestrahlung spielt eine entscheidende Rolle für das Lebensdauermanagement der gesamten Anlage. Aus strukturmechanischer Sicht kommt es in der kernnahen Zone des Reaktors zu einer Neutronenversprödung des Behälter- und Schweissmaterials. Gemäss kerntechnischem Regelwerk wird die Versprödung der RDB-Werkstoffe aufgrund der Erhöhung der Sprödbrech-Referenztemperatur und der Abnahme der Hochlagenenergie der Kerbschlagarbeit-Temperaturkurven als Funktion der Neutronenfluenz beurteilt. International wird in den letzten Jahren zunehmend das auf probabilistischer Grundlage basierende Masterkurvenkonzept nach ASTM E 1921 in Verbindung mit den ASME Code Cases N-629 und N-631 angewendet. Bei der Übertragung der bruchmechanischen Resultate von den kleinen Materialproben auf den RDB gibt es jedoch noch offene Fragen, die in diesem Forschungsprojekt behandelt werden.

Nachdem im Vorjahr die Probenentnahme und Probenfertigung erfolgte, bestand das Jahresziel 2008 in der plangemässen Durchführung der Versuche. Dabei wurden verschiedene Verfahren zur Probenpräparation (elektro-erosiv eingebrachte Kerben, Schwingrisse), verschiedene Probenformen und Probengrössen (Biege- und Kompaktzugproben), unterschiedliche Risstiefen sowie unterschiedliche Beanspruchungsgeschwindigkeiten verwendet. Als Probenmaterial standen zwei Segmente aus dem RDB des nicht in Betrieb gesetzten deutschen Reaktors Biblis C zur Verfügung. Die Ergebnisse lassen sich hin-

sichtlich ihrer Anwendung folgendermassen zusammenfassen:

- Es ergeben sich relevante Unterschiede bei der Ermittlung von T_0 mittels Masterkurven-Konzept nach ASTM E1921 bei der Verwendung von elektro-erosiv gekerbten und angeschwungenen Proben, die nicht vernachlässigbar sind. Deshalb sind als Probenpräparation das Einbringen eines Schwingrisses sowie zusätzlich Seitenkerben vorzuschreiben.
- Im Gültigkeitsbereich der T_0 -Bestimmung ($(T_0 - 50 \text{ K}) \leq T_0 \leq (T_0 + 50 \text{ K})$) ist das Masterkurvenkonzept hinsichtlich der Anwendung unterschiedlicher Probenformen und -grössen relativ robust. Auch die Anrisstiefe bei einem Risstiefen-Probenbreiten-Verhältnis a/W von 0,3 bis 0,5 hat einen geringen Einfluss auf T_0 . Somit können die in der Schweiz vorhandenen Proben aus den Bestrahlungssätzen der Kernkraftwerke ohne weitere Präparation verwendet werden. Es wird dennoch empfohlen, die Anrisstiefe auf einheitlich $a/W = 0,5$ nachzuschwingen. Die bestimmten Werte an Kleinproben sind weitgehend auf Bauteile übertragbar.
- Es muss unterschieden werden zwischen der quasistatischen und der dynamischen Bestimmung von Masterkurven, da Unterschiede in der T_0 von mehr als 60 K auftreten können. Nach aktuellem Stand der Spannungsberechnungen an den RDB-Stützen bei Kühlmittelverluststörfällen ist jedoch bekannt, dass hohe Belastungsgeschwindigkeiten, die eine dynamische Bestimmung von T_0 rechtfertigen würden, nicht auftreten. Somit sind zum Sprödbbruch-Sicherheitsnachweis des RDB quasistatisch ermittelte Masterkurven ausreichend.

Bei den 1,6T-Biegeproben ergaben sich für drei Proben (V6, V7, V13) sehr geringe Bruchzähigkeitswerte von 20 – 30 MPa m^{1/2} bei den Prüftemperaturen von –60 °C und –70 °C. Die Werte liegen klar unter der 5 %-Bruchwahrscheinlichkeitskurve. Die bisherigen Untersuchungen konnten für dieses Bruchverhalten keine Erklärung finden.

Stars V – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland [4]: Das vom Paul Scherrer Institut durchgeführte Projekt Stars-V beschäftigt sich mit der Pflege und Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen. Diese schliessen das Anlageverhalten der Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) bis hin zu auslegungsüberschreitenden Störfällen (Sicherheitsebene 4 bis zum evtl. Kernschmelzen) ein. Die Projektergebnisse 2008 werden im Berichtsteil des PSI zur nuklearen Sicherheit und Entsorgung beschrieben.

MSWI – Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents in LWR [5]: Das Programm MSWI wird von der schwedischen Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt. Seit 2006 liegt der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten bei der Untersuchung von Phänomenen, welche bei einem schweren Unfall, also einem Unfall mit Kernschmelze, in einem Siedewasserreaktor (SWR) zu erwarten sind. Das übergeordnete Projektziel besteht darin, das Verständnis der bei einem Schwerunfall ablaufenden Prozesse zu verbessern. Die wichtigsten Arbeiten in 2008 waren:

- Fortsetzung der numerischen Simulation der Ausbildung eines Schmelzesees in der Bodenkalotte des Reaktordruckbehälters eines SWR.
- Fortsetzung der Experimente und numerischen Simulationen zur Bildung einer Schmelzpartikelschüttung (durch Ausfliessen der Schmelze nach RDB-Versagen) und Ableitung von Erkenntnissen zur Kühlbarkeit der Schmelze ausserhalb des RDB.

Nachfolgend werden die wichtigsten dabei erzielten Resultate kurz zusammengefasst:

Numerische Simulation der Kernschmelze in der unteren Kalotte eines SWR-RDB: Mittels numerischer Simulation (Computational Fluid Dynamics, CFD) wurde die Ausbildung eines oxidischen Schmelzesees in der RDB-Kalotte eines ABB-SWR dreidimensional berechnet. Die Resultate weisen darauf hin, dass der (lokale) Wärmestrom von der Schmelze in die RDB-Wand grösser ist, als bisher mit einfacheren Verfahren berechnet.

Bei nicht vorhandener RDB-Aussenkühlung werden von der Simulation lokale Temperaturen im Bereich der peripheren Steuerstab-Durchführungen vorhergesagt, bei welchen mit der Steuerstab-Antriebskühlung ein Kriechversagen des RDB-Stahls lediglich verzögert werden kann.

Bildung einer Schmelzpartikelschüttung (Defor-Programm): Bei den Defor-Experimenten wird die Ausbildung der Schmelzpartikelschüttung untersucht, wenn ein Schmelzestrahle in ein Wasserbecken eintritt, dessen Temperatur deutlich unter dem Siedepunkt liegt. Die Versuche haben eine besondere Relevanz im Zusammenhang mit Unfallbeherrschungsstrategien (Severe Accident Management Guidance, SAMG) für SWR, weil diese als zentrale mildernde Massnahme ein Fluten des Containments vorsehen. Ziel der Experimente ist es, letztendlich bessere Vorhersagen zur Kühlung der aus dem RDB ausgetretenen Kernschmelze zu erhalten. Die bei der Schmelze-Wasser-Wechselwirkung ablaufenden Prozesse sind hochkomplex. Im Jahr 2008 standen experimen-

telle Arbeiten zur Partikelform und die numerische Simulation des Partikelbetts im Vordergrund. Die bisher im Defor-Programm erzielten Resultate lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Bei hohem Kühlungsgrad bildet sich – nach starker Strahlfragmentierung – eine hochporöse Partikelschüttung (60 – 70 %). Die chemische Zusammensetzung der Schmelze hat dabei kaum einen Einfluss auf die Porosität.
- Bei geringem Kühlungsgrad wird nach Eintritt der Schmelze ein starkes Sieden beobachtet. Die sich ausbildende Schüttung besteht aus stark zusammengeballten Partikeln, d. h. einem «Schmelzkuchen» mit einer Porosität im Bereich von 45 – 59 %.
- Typischerweise weisen die gebildeten Partikel eine raue Oberfläche auf.
- Die mikroskopischen Parameter (z.B. Partikelform, Oberfläche der Partikel etc.) haben einen bedeutenden Einfluss auf die Eigenschaften der gesamten Partikelschüttung.
- Die Zirkulation des Wassers durch das Partikelbett, angetrieben von der Nachzerfallswärme der Partikel, verhindert – z.B. durch Kanalbildung – die Ausbildung einer kompakten, schwer kühlbaren Konfiguration.

Melcor – Überprüfung und Weiterentwicklung des Rechenprogramms Melcor für die Analyse schwerer Unfälle in Leichtwasserreaktoren [6]: Das Rechenprogramm Melcor dient der Simulation von schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren. Es bildet Unfälle vom einleitenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung ab und wird ständig den Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst.

Als besonders bedeutsam für die Beschreibung von schweren Unfällen gilt die Oxidation der Brennstoff-Hüllrohre in sauerstoffhaltiger Umgebung. Das Hauptziel des dritten Projektjahres war die Programmierung des Oxidationsvorgangs. Die Kinetik, also der Geschwindigkeitsverlauf der Oxidationsreaktion, wurde für das Hüllrohrmaterial Zircaloy und für drei weitere Legierungen bei Temperaturen zwischen etwa 600 und 1'100 °C untersucht. Dabei wurden gleichzeitig die Anteile von Sauerstoff, Stickstoff und Wasserdampf variiert. Es zeigte sich einerseits, dass die genauen Eigenschaften der Oxidschicht (Kristallstruktur) und deren periodisches Abbrechen bei Überschreiten einer bestimmten Mächtigkeit die Oxidationsgeschwindigkeit bestimmen. Andererseits kam es bei geringen Sauerstoff- und hohen Stickstoffgehalten der Gasphase zur Bildung von Zirkonnitrid, das ebenfalls von der Oberfläche abbrechen kann. Einen Einfluss auf die Oxidation

hat ausserdem, ob das Hüllrohrmaterial unter normalen Reaktorbedingungen vorbehandelt wurde oder nicht. Typischerweise erfolgt die Oxidation unter sauerstoffreichen Bedingungen anfänglich sehr schnell (parabolische Kurve) und geht mit dem Anwachsen der schützenden Oxidschicht nach einigen Minuten in einen linearen Verlauf über.

Eine zunächst parabolische und dann lineare Kinetik wurde im Oxidationsmodell nachgebildet. Anschliessend wurde das Modell mit den experimentellen Daten verglichen. Dabei zeigte sich, dass das Modell bei niedrigen Temperaturen bis 800 °C bereits gut mit den gemessenen Werten übereinstimmt, während mit zunehmender Temperatur die Abweichungen etwas grösser werden. Daher kann das Modell in der momentanen Form noch nicht in Melcor eingebaut werden. Der nächste Schritt ist die Validierung des Modells mit Daten aus weiteren Experimenten, die in Cadarache (Frankreich) und Luch (Russland) durchgeführt wurden. Anschliessend soll der Einbau in das Programm Melcor erfolgen.

OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction [7]: In diesem Projekt werden am Argonne National Laboratory in Chicago (USA) Versuche zur Kühlbarkeit von Kernschmelze und der Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Beton durchgeführt. Im Jahr 2008 handelte es sich um folgende Arbeiten:

Im Oktober 2008 wurde ein weiterer Test der Reihe *Small-Scale Water Ingression and Crust Strength* (SSWICS-11) durchgeführt. Er bestätigte, dass sich der Austritt von Gasen aus dem mit der Kernschmelze wechselwirkenden Beton positiv auf die Kühlbarkeit auswirkt.

Test Nr. 5 der Reihe *Core-Concrete Interaction* (CCI-5, September 2008) lieferte wichtige Daten zum Unfallablauf bei fehlender Kühlung, insbesondere zum Temperaturverlauf und zur Betonabtragung während der Schmelze-Beton-Wechselwirkungen.

OECD OPDE – Piping Failure Data Exchange Project [8]: Die OPDE-Datenbank beinhaltet Informationen von Schadensbefunden an sicherheitstechnisch klassierten und risikorelevanten Rohrleitungen in Kernkraftwerken, die zu Wandstärkeschwächungen, Rissen, Leckagen oder Brüchen geführt haben. Im Vordergrund steht der internationale Erfahrungsaustausch über Ursachen und Auswirkungen von Rohrleitungsschäden.

Am 1. Juni 2008 wurde die dritte Phase des Projektes begonnen, die vom 1. Juni 2008 bis 31. Mai 2011 dauert und bei der nach derzeitigem Stand 11 Länder mitwirken werden. Neben der Weiter-

führung der Datenbank und der formellen Einleitung der dritten Projektphase war die Durchführung eines Workshops zur RISMET-Studie über die verschiedenen Vorgehensweisen zur Erstellung von Wiederholungsprüfprogrammen ein wichtiges Projektziel für das Jahr 2008. Das Treffen wurde von 63 angemeldeten Teilnehmern aus den wichtigsten OECD-Ländern mit Kernkraftwerken besucht.

OECD ICDE – International Common Cause Failure Data Exchange [9]: Generelles Ziel des Projekts ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei (sicherheitsrelevanten) Komponenten aufgrund gemeinsamer Ursache auftraten, so genannte Common-Cause Failure (CCF)-Ereignisse. Im Jahr 2008 wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

- Die Auswertung der CCF-Ereignisse für den Komponententyp Füllstandsmessung wurde abgeschlossen, der Analysebericht wurde erstellt und veröffentlicht.
- Der Analysebericht für den Komponententyp Steuerstabantriebe ist in Vorbereitung.
- Die Datensammlung für den Komponententyp Wärmetauscher ist im Gange.
- Für den neu in die Datensammlung aufgenommenen Komponententyp Lüfter wurde die Kodierungsrichtlinie erstellt und von den anderen Mitgliedsländern kommentiert. Die Richtlinie wird dementsprechend überarbeitet.
- Die für die Datenerfassung neu entwickelte ICDE-Datenbank wurde um zusätzliche Filterfunktionen erweitert, um die Verwaltung und Auswertung der Datensätze zu erleichtern, beziehungsweise besser zu unterstützen. Insgesamt wurde das Ziel eines weit gehend fehlerfreien Betriebs der Datenbank erreicht.

OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange [10]: Das Ziel des Projekts ist die Erhebung und die Analyse von Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken der OECD-Mitgliedstaaten. Die in OECD FIRE entwickelte Datenbank steht denjenigen Staaten zur Verfügung, die Daten beisteuern. Im Jahre 2008 wurden Daten zu weiteren Brandereignissen gesammelt und ein Teil der Dokumentation («Coding Guidelines») weiter entwickelt, die zu der bereits festgelegten Datenbankstruktur gehört. Auch wenn die Anzahl der bisher ausgewerteten Brände (334 Ereignisse, die meisten davon qualitätsgesichert) noch relativ klein ist, ermöglicht sie z. B. eine grobe Abschätzung der Häufigkeit schwerwiegender Brände. Diese überschreiten auf jeden Fall die unterschiedlichen Meldeschwellen der teilnehmenden Länder und sind daher mit hoher Zuverlässigkeit in der Da-

tenbank erfasst. Erste, noch vorläufige Ergebnisse lassen vermuten, dass die Häufigkeit solcher Brände in bisher durchgeführten probabilistischen Brandanalysen tendenziell zu hoch angesetzt ist, die darauf basierenden Kernschadensbeiträge also konservativ berechnet sind.

OECD Cabri Waterloo Project [11]: Am Forschungsreaktor Cabri in Cadarache (Frankreich) werden Versuche zum Hochabbrandverhalten von Brennstäben bei schnellen Reaktivitätsstörfällen («Reactivity Initiated Accidents», RIA) in Kernreaktoren durchgeführt. Das Projekt stützt sich auch auf Einzeleffekt-Tests im Rahmen des Versuchsprogramms PROMETRA, mit denen vom Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) in Saclay, Frankreich, das mechanische Verhalten bestrahlter Hüllrohrproben bei den für RIA typischen hohen Dehnungsraten untersucht wird. Im Jahre 2008 wurden folgende Projektziele erreicht resp. aufgrund neuer Anforderungen modifiziert:

- Ende April 2008 wurden an Schweißnähten der seismischen Verstärkung des «in-pile»-Tanks mehrere Defekte festgestellt. Die Reparatur ist im Gange, jedoch wird sich der Qualifikationstest CIPQ für den Water Loop um ca. 8 Monate verzögern.
- Die Testmatrix des Cabri International Project (CIP) wurde überprüft und hinsichtlich der Testserie CIP3 modifiziert. Weitere Hüllrohrmaterialien (z. B. M-MDA von Mitsubishi) sollen einbezogen werden. Auf den Test mit chromdotiertem Brennstoff wurde verzichtet.
- Für die Tests mit verschiedenen Brennstoffen/Hüllrohrmaterialien CIP2-1 wurde das stationäre Brennstabverhalten rechnerisch modelliert und mit Messwerten verglichen.
- Die für den Test CIP4-2 vorgesehenen MOX-Brennstabsegmente aus dem Kernkraftwerk Beznau wurden zusätzlich mittels zerstörender Verfahren charakterisiert.

OECD COMPSIS – Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety [12]: Im COMPSIS-Projekt wurde im Rahmen der OECD-NEA eine internationale Datenbank von Betriebserfahrungsdaten von rechnerbasierten Systemen in Kernkraftwerken erstellt. Diese Daten werden nun erweitert und ausgewertet. Dringendstes Anliegen ist die Erfassung und Qualitätsprüfung weiterer Daten sowie deren Bereitstellung für Analysen. Die Haupttätigkeiten des zentralen so genannten Clearing House bestanden vor allem in der Unterstützung der Teilnehmer bei der Erfassung der Daten und die Bereitstellung der Daten. Die Auswertung der Daten erfolgt aus den bekannten Ereignissen, welche in der Datenbank anonym erfasst werden.

OECD Halden Reactor Project (HRP) [13]: Das OECD Halden Reactor Project (HRP) hat zwei Stossrichtungen: Brennstoff- und Materialverhalten («Fuels & Materials») sowie Mensch-Technologie-Organisation. Im Bereich Brennstoff und Materialverhalten stehen zurzeit der Hochabbrand von Brennstoffen in Leichtwasserreaktoren und der Einfluss von Strahlung, Wasserchemie sowie mechanischen und thermischen Belastungen auf die Materialalterung von Kerneinbauten im Vordergrund. Im Bereich Mensch-Technologie-Organisation (MTO) werden empirische Studien durchgeführt zum Zusammenspiel zwischen Reaktoroperatoren und den ihnen in den Kontrollräumen zur Verfügung stehenden Kontrollanzeigen und Steuerpulten. Im Folgenden werden die für die Schweiz besonders interessanten Arbeiten im Berichtsjahr kurz beleuchtet.

Halden Board of Management: Schwerpunkte der zwei Treffen vom Juni in Halden und Dezember in Lyon waren die Berichterstattung über die laufenden Experimente im Versuchsreaktor sowie im «Man-Machine Laboratory» und «Virtual Reality Center» im norwegischen Halden, zudem die Erneuerung des Vertrags für die Fortführung des Programms in der Periode 2009 – 2011. Die Betriebsbewilligung des 1959 in Betrieb genommenen Halden-Versuchsreaktors wurde von der norwegischen Regierung um sechs Jahre verlängert.

Bereich Brennstoff- und Materialverhalten: Die Untersuchungen zielen auf die Messung von Kenngrössen der keramischen Brennstoffe bei hohem Abbrand und unter Störfallbedingungen ab. In vergleichenden Bestrahlungen wird zudem das Betriebsverhalten von Hüllrohrmaterialien bezüglich Korrosion und Aufbau von «Crud» untersucht. Die verschiedenen Bestrahlungstests liefern einzigartige Daten für die Validierung der Modelle zum thermomechanischen Verhalten von Brennstoff und Hüllrohren. Die Testeinrichtung für Versuche unter Kühlmittelverlust-Störfallbedingungen mit Hochabbrandbrennstoffen aus kommerziellen Reaktoren wurde erneut qualifiziert, nachdem eine Reihe von Tests bei 800 °C und 1'050 °C durchgeführt worden waren. Ein erster Versuch mit einem Brennstoffsegment aus einem Siedewasserreaktor (Kernkraftwerk Leibstadt) wurde ausgeführt und ergab eine gute Übereinstimmung mit der Modellierung des Paul Scherrer Instituts. Die erhaltenen Resultate geben jedoch noch kein ausreichendes Bild und sollen weitergeführt werden. Von besonderem Interesse ist das Experiment mit Zusatzstoff-haltigen Uranoxidbrennstoffen bei hoher linearer Stabileistung. Die Nachbestrahlungs-Untersuchungen sind im Gang.

Bei einem weiteren Experiment mit einem Siedewasserreaktor-Brennstab mit hohem Abbrand wurde der Brennstab-Innendruck stufenweise erhöht. Die dabei beobachtete Aufweitung des Hüllrohrs und Ausdehnung des Brennstoffs lässt sich nicht anhand von Kenndaten erklären, die in früheren Versuchen mit Druckwasserreaktor-Brennstoff ermittelt wurden. Der Versuch wird weitergeführt.

Die Versuche mit Materialien von Kerneinbauten gelten vorab der strahlungsinduzierten Spannungsrissskorrosion in normaler und reduzierender Wasserchemie. Rostfreie Stähle, die für Reaktoreinbauten verwendet werden, zeigten interessante strahlungsinduzierte Veränderungen. Der Einfluss einer variierenden Wasserchemie auf das Risswachstum unter Bestrahlung konnte nachgewiesen werden. Mit einer Reihe von Versuchen wurden die Resultate bei hohen und mittleren akkumulierten Neutronenfluenzen erhärtet.

Bereich Mensch-Technik-Organisation: Auf dem Gebiet der Gestaltung und Evaluation von Verbindungsstellen zwischen Mensch und technischen Systemen («Human-System-Interface», HSI) wurde das HSI-Konzept für Kernkraftwerke der Zukunft vorgestellt. Das Ziel ist, Stärken und Schwächen der zukünftigen Verbindungsstellen zu bestimmen und Lösungen zu deren Optimierung zu erarbeiten. Die Gestaltungs- und Evaluationsarbeiten liefern gleichzeitig erste Antworten auf die Frage, wie die Operateure in Zukunft geschult werden sollen.

Elektronische Visualisierungs-Instrumente, die mit virtueller Realität arbeiten, haben sich als viel versprechend für die Planung und Schulung herausgestellt. Im Rahmen des HRP wurden hierfür nötige Software-Applikationen weiterentwickelt. Zudem wurden elektronische Handgeräte, die auf dem Halden «ProcSee Display System» basieren, in der Halden-Reaktoranlage getestet: Solche Handgeräte können einen Anlagenoperator unterstützen, indem er jederzeit dort, wo er gerade tätig ist, aktuelle Betriebs- und Anlagendaten abrufen kann.

Das HRP spielt eine wichtige Rolle bei der Bewertung von Methoden für die Analyse von menschlichen Versagenswahrscheinlichkeiten und den Auslösern für menschliches Versagen («Human Reliability Analysis», HRA). Halden führte Versuche mit Operateurgruppen im Simulator durch, um Referenzdaten für Störfälle in Kernkraftwerken zu erhalten. Im Rahmen der «International Empirical HRA Study» werden zwölf verschiedene HRA-Methoden bewertet. Kernkraftwerks-Betreiber, Methodenentwickler, Nuklearforschungs-Institute und Aufsichtsbehörden nehmen daran teil. Die Studie soll im Jahr 2009 abgeschlossen werden.

Bei den heutzutage stark rechnergesteuerten Kernanlagen ist der Einfluss von Software-Systemen auf die Sicherheit eine zentrale Fragestellung. Im Vordergrund stehen dabei die Anforderungen an das zu entwickelnde System, die im Rahmen des so genannten Requirements Engineering ermittelt werden. Das HRP entwickelte eine Methode, mit der sich die Resultate des «Requirements Engineering» in eine Risikoanalyse übertragen lassen, und führte hierzu eine Fallstudie durch.

Strahlenschutz

Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik [14]: Die Sektion Messwesen der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des PSI befasst sich mit Fragen zur Eichung und zur Kalibrierung von Dosimetriesystemen und Strahlenmessgeräten. Für das ENSI führt diese Sektion Expertisen sowie Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik durch. Die wichtigsten Ergebnisse im Jahre 2008 waren:

Das Teilprojekt «Umsetzung der Richtlinie R-13 an den Beispielen Rückbau DIORIT und SA-PHIR» wurde abgeschlossen. Die Kalibrierungen

der Freimessanlage (RTM644Inc) mit einem so genannten Metallplattenphantom wurden validiert. Unter einem Phantom versteht man eine Einrichtung, die das Messgut möglichst realistisch nachbildet. Zusätzlich wurde eine Kalibrierung mit dem Plattenphantom in eine Kalibrierung für eine Mulde mit Kies umgerechnet. Zudem konnten die vom Hersteller der Freimessanlage vorgegebenen nuklidspezifischen Korrelationsfaktoren zwischen Kobalt-60 und Caesium-137 bestätigt werden.

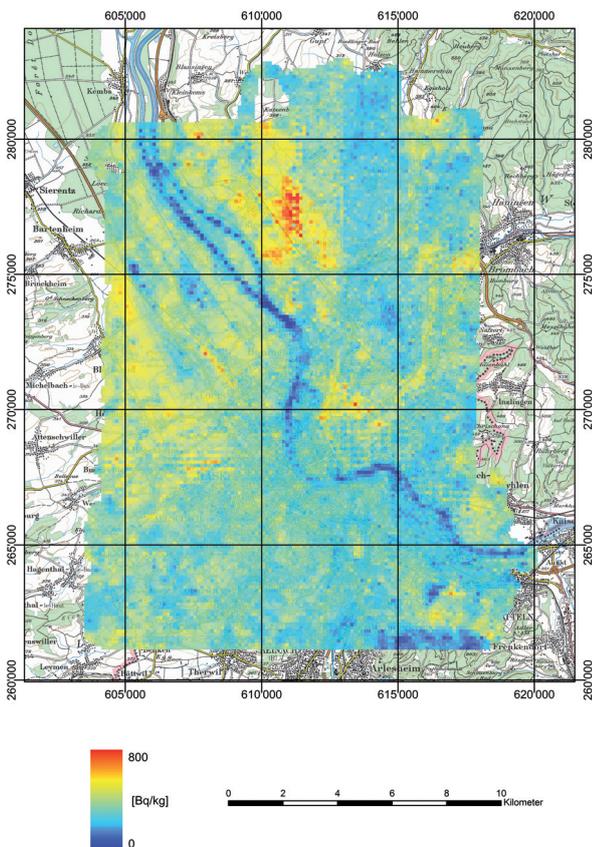
Das Teilprojekt «Vollständige Beschreibung der Energieabhängigkeit eines Messinstrument-TransferNormals für die Ortsdosisleistung von Umgebungs- und Hochenergiephotonenstrahlung» wurde ebenfalls abgeschlossen. Dabei ging es um die Erstellung der Dokumentation für eine Hochdruck-Ionisationskammer vom Typ Reuter-Stokes.

Im Teilprojekt «Eichung und Kalibrierung von Ortsdosisleistungs-Messgeräten für die Umgebungsüberwachung» wurden Messungen am Zaun des Kernkraftwerks Leibstadt durchgeführt. Dabei wurden die Antworten tragbarer Messgeräte auf die Umgebungs-dosisleistung von Hochenergiephotonen untersucht. Als Referenzmesssystem wurde die oben erwähnte Hochdruck-Ionisationskammer vom Typ Reuter-Stokes verwendet. Die Auswertung der Ergebnisse verschiedener Messgeräte ergaben für die N-16-Ortsdosisleistungen sowohl Unter- wie auch Überschätzungen in der Grössenordnung von ca. 40 – 50 %.

Im Rahmen des Teilprojekts «Teilnahme und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen» wurden die Stadtgebiete von Basel (Figur 2), Bern und Genf und das Gebiet um die Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt sowie die Umgebung des ZWILAG und des PSI radiometrisch ausgemessen. Es konnten mit Ausnahme der Betriebsareale der Kernanlagen keine erhöhten Messwerte registriert werden. Auf den Betriebsarealen wurden die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten.

Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Radioanalytik [15]: In der Radioanalytik werden chemische und physikalisch-chemische Untersuchungen in Verbindung mit Kernstrahlungsmessungen an verschiedensten radionuklidhaltigen Proben durchgeführt. Im PSI befasst sich damit die Sektion Messwesen der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit. Im Jahr 2008 wurden vier Teilprojekte durchgeführt:

- Das Rückhaltebecken PSI-Ost soll zurückgebaut werden. Zur Entsorgung des darin abgelagerten Schlammes muss sein Aktivitätsinventar bestimmt werden. Zur qualitativen Bestimmung des Strontium-90 wurde eine Methode für den Totalaufschluss komplexer Matrizen eingeführt.



Figur 2: Zusammengesetzte Karte der Kalium-40-Aktivitätskonzentration. Die in der Region Basel entdeckten erhöhten K-40-Werte konnten durch Bodenmessungen des Kantonalen Laboratoriums Basel Stadt bestätigt werden. Ursache sind Gesteine mit natürlicher K-40-Anreicherung. (Quelle: PSI)

- Auch die Trennung von trivalentem Americium mit einem Extraktionsharz (DGA-Resin) konnte erfolgreich an Schlammproben aus dem PSI-Rückhaltebecken sowie an Bodenproben (Immissionsüberwachung) durchgeführt werden.
- Die Evaluation von massenspektrometrischen Verfahren zur Bestimmung von Alphastrahlern bei der Inkorporations- und Immissionsüberwachung ergab, dass diese im Vergleich zur Alpha-Spektrometrie nur unwesentlich empfindlicher sind.
- Im Jahr 2008 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen auf nationaler und internationaler Ebene teil. Bei fast allen Vergleichsmessungen lies sich eine sehr gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen.

Artist – Aerosol Trapping in the Steam Generator [16]: Das Artist-Projekt befasst sich mit KKW-Unfallsequenzen mit Kernschmelzen, Containment-Bypasssequenzen, Dampferzeuger-Heizrohrbruch und fehlerhafter Isolation des Dampferzeugers. Denn bei diesem Unfalltyp können radioaktive Stoffe in Form von Aerosolen direkt an die Umwelt abgegeben werden. Das Ziel des Artist-Projekts ist es, die Rückhaltung der Aerosole im Dampferzeuger genauer zu quantifizieren.



Figur 3: Dampferzeuger-Modell, mit dem die Rückhaltung von radioaktiven Stoffen im Falle von schweren KKW-Unfällen untersucht wird. (Quelle: PSI)

Im Rahmen des Artist-Projekts wurden am PSI insgesamt 42 Versuche zum Aerosolverhalten und 50 Versuche zum Tropfenverhalten im Tropfenabscheider und Dampftrockner durchgeführt (Figur 3). Zusätzlich wurden von den Konsortiumspartnern 13 Versuche zum Aerosolverhalten im Nahfeld und 21 Versuche zum Ablagerungs- und Freisetzungsverhalten in Rohren vorgenommen. Begleitet wurden die experimentellen Arbeiten von zahlreichen Computersimulationen sowie von Arbeiten zur Modellentwicklung und zur Entwicklung einer Methodik, wie die Artist-Daten in Sicherheitsanalysen zur Risikobewertung schwerer Unfälle umgesetzt werden können.

Das Projekt untersucht parallel verschiedene Einzelaspekte des Aerosoltransports. Es ist nach räumlichen Gesichtspunkten der untersuchten Effekte im Dampferzeuger in sieben Projektphasen, gegliedert. Die wichtigsten Ergebnisse können folgendermassen zusammengefasst werden.

Phase I: Aerosol-Rückhaltung in den Dampferzeugerrohren: Bei trockenen Bedingungen ohne Dampfanteil und sehr geringen Aerosolkonzentrationen hat die Grösse der Aerosolpartikel erheblichen Einfluss auf die Rückhaltung. Für grössere Partikelkonzentrationen von 60 mg/m^3 und mehr wurde ein sehr dynamisches Verhalten des Abscheideprozesses gefunden. Bereits bei geringem Dampfanteil erhöht sich die Rückhaltung erheblich.

Phase II: Aerosol-Rückhaltung im Nahbereich des Heizrohrbruches (trockene Bedingungen): Im Nahbereich des Heizrohrbruches liegt ein hohes Potenzial für die Rückhaltung von Aerosolen vor. Die Partikelgrösse hat dabei einen erheblichen Einfluss auf den Rückhaltegrad. Grössere Partikel werden stärker zurückgehalten als kleinere.

Phase III: Aerosol-Rückhaltung im Fernfeld des Heizrohrbruches (trockene Bedingungen): In weiterer Entfernung von der Heizrohrbruchstelle wurde nur eine geringe Rückhaltung von Aerosolen gefunden. Die Partikelabscheidung erfolgt im Wesentlichen im Bereich der Stützplatten der Heizrohre. Dort bildet sich eine sehr dünne Aerosolschicht.

Phase IV: Aerosol-Rückhaltung im Tropfenabscheider und im Dampftrockner (trockene Bedingungen): Das Rückhaltevermögen, charakterisiert durch den Dekontaminationsfaktor (DF), ist sowohl im Tropfenabscheider als auch im Dampftrockner relativ konstant. Der gemessene DF in Tests, bei denen nur der Tropfenabscheider verwendet wurde, unterscheidet sich nur unwesentlich vom DF in solchen Tests, bei denen der Tropfenabscheider zusammen mit dem Dampftrockner eingesetzt wurde. Der Massendurchfluss des Trägergases hat dabei nur einen sehr kleinen Effekt auf die gesamte Rückhaltung.

Phase V: Aerosol-Rückhaltung bei gefluteter Sekundärseite des Dampferzeugers: Wird die Sekundärseite des Bündelbereichs des Dampferzeugers mit Wasser geflutet, so ist der gemessene DF in den beiden durchgeführten Tests sehr hoch. Bei kleinem Massendurchfluss des Trägergases verweilen die in den Gasblasen enthaltenen Aerosolpartikel länger in der Wasservorlage. Dadurch wird der Gaswaschprozess effektiver und der DF höher.

Phase VI: Rückhaltung von Wassertropfen im Tropfenabscheider und Dampftrockner (trockene Bedingungen): Das Spektrum der Tropfendurchmesser, Abscheidungsgrade für mehrere Durchflussraten des Trägergases und Geschwindigkeitsprofile an verschiedenen Positionen wurden ermittelt. Insgesamt gesehen nimmt die Abscheidung im Tropfenabscheider und Dampftrockner mit zunehmender Tropfengröße und mit abnehmenden Durchflussraten des Trägergases zu. Dieser Trend wurde besonders für den Drallkörper des Tropfenabscheiders beobachtet. Die Tropfenrückhaltung in den oberen Strukturen des Tropfenabscheiders und im Dampftrockner ist geringer als im Drallkörper und vergleichsweise wenig abhängig von Tropfengröße und Durchfluss des Trägergases.

Phase VII: Integrale Tests im Modell-Dampferzeuger: Die Versuche, die im integralen Modell-Dampferzeuger durchgeführt wurden, zeigen Ergebnisse, die mit denen aus den Einzeleffekt-Tests konsistent sind. Unter trockenen Bedingungen erfolgt der wesentliche Teil der Aerosolrückhaltung im Nahbereich des Heizrohrbruchs.

Transport und Entsorgung

Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri [17]: Das internationale Forschungsprojekt Felslabor Mont-Terri hat zum Ziel, die geologischen, hydrogeologischen, geochemischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opalinustons zu untersuchen. Diese Eigenschaften sind für die Beurteilung der Sicherheit und der bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle in diesem Gestein massgebend.

Im Rahmen der Erweiterung des Felslabors und des Baus der neuen Galerie-08 wurde ein neues Projekt, das RC-Experiment («Rock Mass Characterization») für die kommenden 4 Jahre ausgearbeitet und im April 2008 gestartet. Im Vordergrund dieses Experimentes stehen die Gebirgseigenschaften des Opalinustons im projektrelevanten Massstab (geologisches Tiefenlager für radioaktive Abfälle). Diese Gebirgseigenschaften werden aus gemessenen Deformationen in Zusammenhang mit dem Ausbruch der Galerie-08 sowie aus kleinskaligeren Laborversuchen an Trennflächen abgeleitet. Mit dem Experiment

sollen Beurteilungsgrundlagen erarbeitet werden, die der späteren Festlegung der Anforderungen an ein Pilotlager-Monitoringsystem dienen. Das Experiment hat drei Testphasen:

Testphase 1 (vor dem Ausbruch): Charakterisierung der ungestörten geologischen Verhältnisse (anhand von Bohrkernen, Aufnahmen mit einem optischen Bohrlochscanner und geophysikalischen Reflexionsseismik-Messungen) und Einbau der Messgeräte für die Erfassung der Verformungsvorgänge in der Testphase 2.

Testphase 2 (während dem Ausbruch): Kontinuierliche Erfassung der Verformungen im Gebirge mittels Messungen in stollenparallelen Bohrungen. Die Stollenabschläge betragen jeweils 1,3 bis 1,7 m pro Tag. Nach jedem Abschlag wurde die Stollenwand geologisch-tektonisch charakterisiert und Verformungen in den Stollenwänden mittels eines 3D-Tachymeter-Systems und anhand von Laser-Scanning-Messungen erfasst.

Testphase 3 (nach dem Ausbruch): Weiterführen der Verformungs-Messungen in den Bohrungen, Seismikmessungen (Tomographie, Figur 4) entlang den Stollenwänden und ergänzende 3D-Laser-Scanning-Messungen.

Testphase 2 des Experiments konnte dabei planmässig und erfolgreich durchgeführt werden. Gegenwärtig läuft die Testphase 3 mit kontinuierlicher Langzeitmessung der nur sehr langsam ablaufenden Konvergenzverformung des Gebirges.

Mensch, Organisation und Sicherheitskultur

HRA – Human Reliability Analysis [18]: Hier wird der Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken untersucht. Die HRA analysiert diese Handlungen und bewertet sie unter Berücksichtigung der entsprechenden Randbedingungen wie zum Beispiel das für die Handlung zur Verfügung stehende Zeitintervall, die Komplexität der Handlung, die Ausbildung



Figur 4: Instrumentierung für die Seismik-Messungen entlang der Stollenwand der Galerie-08 nach deren Erstellung und Sicherung mit Spritzbeton. (Quelle: ENSI)

der Operateure und die Hilfsmittel der Operateure (insbesondere Vorschriften). Es ist Stand der Technik, mit der HRA Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalls gefordert sind, aber unterlassen werden. Das vom PSI durchgeführte Forschungsprojekt beschäftigt sich mit ungeplanten menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen – den so genannten EOC («*Errors of Commission*»). Die Projektergebnisse 2008 werden im Berichtsteil des PSI zur nuklearen Sicherheit und Entsorgung beschrieben.

Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer Kernkraftwerken [19]: Die Aufgaben des Schichtpersonals (Schichtchef, Reaktoroperateur, Pikett-Ingenieur) im Kommandoraum eines Kernkraftwerks verlangen von den verschiedenen Personengruppen ihrer Tätigkeit angepasste Persönlichkeitsmerkmale. Der dafür nötige Anforderungskatalog wurde letztmals Ende der achtziger Jahre vom Institut für Angewandte Psychologie IAP (heute «Hochschule für Angewandte Psychologie». HAP) in Zürich überarbeitet. In der Zwischenzeit haben sich die Anforderungen an alle genannten Personenkreise erweitert und bedürfen einer eingehenden Überarbeitung. Dabei stellte

sich die Frage, ob sich für die drei Personengruppen abgeschlossene Anforderungsprofile erstellen lassen, wie weit sich diese Profile überschneiden und ob sich eine Methode entwickeln lässt, welche auch Personen ohne spezielle Kenntnisse in der Eignungsdiagnostik ermöglicht, diese Profile den sich verändernden Bedürfnissen anzupassen.

Das Projektziel für 2008 bestand in einer Modifizierung und Validierung des Verfahrens zur Erreichung einer möglichst hohen Benutzerfreundlichkeit. Gleichzeitig sollte auch die Güte des Verfahrens sichergestellt werden. Dazu wurden Versuche mit dem Verfahren in anderen Industriezweigen durchgeführt. Mit den Daten aus weiteren Expertenbefragungen in Kernanlagen wurde das Verfahren verfeinert und speziell auf die Situation in schweizerischen Kernkraftwerken abgestimmt. Anhand der durchgeführten Studien in den Werken und an diversen Referenz Tätigkeiten konnte aufgezeigt werden, dass das Verfahren sowohl *reliable* (genau im Sinne von wiederholbar) wie auch *valide* (genau im Sinne der Zweckerfüllung) Ergebnisse liefert, und dass die Erhebungsdurchführung angemessen ist. Die Güte des Verfahrens konnte klar aufgezeigt werden.

Nationale Zusammenarbeit

Innerhalb der Schweiz haben die Institute, welche die Forschungsarbeiten ausführten, effizient und kooperativ zusammengearbeitet. Regelmässige Gespräche mit dem ENSI ermöglichten eine Ausrichtung der Fachinhalte entsprechend der aktuellen Bedürfnisse. Dabei wurde ausführlich über die Umsetzung der Resultate in die schweizerische

Sicherheits- und Aufsichtspraxis diskutiert. Neben dem Paul Scherrer Institut findet im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung eine Zusammenarbeit insbesondere mit folgenden Institutionen statt: Institut de Radiophysique Appliquée (IRA) in Lausanne, EMPA, ETH Zürich, EPF Lausanne, Universität Zürich.

Internationale Zusammenarbeit

Die folgenden Projekte sind direkt oder indirekt in Forschungsprojekte des EU-Rahmenprogramms FP6 EURATOM eingebunden:

Kora [1] in den EU-Projekten MTR+I3 und Nulife, **Diagnostik-II** [2] im Projekt Nulife, **Stars** [4] im EU-Projekt Nuresim, **MSWI** [5] im EU-Projekt Sarnet, **Melcor** [6] im EU-Projekt Sarnet.

Bei den folgenden Projekten handelt es sich um internationale Kooperationsprogramme:

OECD-MCCI [7], **OECD-OPDE** [8], **OECD-ICDE** [9], **OECD-FIRE** [10], **OECD Cabri Water Loop Project** [11], **OECD COMPSIS** [12], **OECD Halden Reactor Project** [13], **Artist** [15], **Mont Terri** [16].

Weitere internationale Kooperationen im Rahmen von Forschungsprojekten, internationalen Organisationen und Standardisierungsaktivitäten können den einzelnen Projektberichten (s. u.) entnommen werden.

Bewertung 2008 und Ausblick 2009

Die Projekte konnten im Berichtsjahr grösstenteils planmässig abgewickelt werden. Sie lieferten wichtige wissenschaftliche Grundlagen, welche direkt oder indirekt in die Aufsichtstätigkeit

des ENSI einfließen werden. Der Transfer der wissenschaftlichen Ergebnisse in die operativen Bereiche des ENSI und umgekehrt erfolgt dank der guten Arbeitsbeziehungen mit den Projektlei-

tern und ihren Teams reibungslos. Der Kompetenzerhalt und Kompetenzausbau innerhalb der Aufsichtsbehörde sowie die Bereitstellung von interessanten Forschungsthemen für die Wissenschaftler sind somit gewährleistet. Die Forschungsprojekte, welche im Jahr 2009 gestartet

werden, orientieren sich inhaltlich ebenfalls an den oben beschriebenen Schwerpunkten. Grössenteils wird es sich dabei um Nachfolgeprojekte der im Berichtsjahr abgeschlossenen Aktivitäten handeln.

Liste der F+E-Projekte

Jahresberichte (JB), Berichte und Referenzen zu allen Projekten sowie weitere Informationen finden sich im *Erfahrungs- und Forschungsbericht 2008* des ENSI, der unter www.ensi.ch erhältlich ist oder als Druckversion unter derselben Internet-Adresse bestellt werden kann.

- [1] H.P. Seifert, S. Ritter, M. Breimesser, B. Baumgartner, L. Nue, (hans-peter.seifert@psi.ch), Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, KORA – Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials (JB).
- [2] H.J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod, M. Ramesh, R. Schwenold, P. Simon, U. Tschanz, (hans.leber@psi.ch), Paul Scherrer Institut, Labor für Werkstoffverhalten, 5232 Villigen PSI, Diagnostik-II – Monitoring of Thermo-mechanical Fatigue and RPV Embrittlement due to Neutron Irradiation (JB).
- [3] C. Zurbuchen, H.-J. Schindler, (c.zurbuchen@fzd.de), Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, Postfach 51 01 19, 01314 Dresden, Deutschland, Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern (JB).
- [4] M.A. Zimmermann and collaborators from the project team, (martin.zimmermann@psi.ch), Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Stars-V – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland (JB).
- [5] W.M. Ma, P. Kudinov, A. Karbojian, C.T. Tran, R.C. Hansson, T.N. Dinh, (namdinh@safety.sci.kth.se), Division of Nuclear Power Safety - Royal Institute of Technology, Sweden, MSWI – Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents in LWRs (JB).
- [6] T. Haste, J. Birchley, (tim.haste@psi.ch), Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Code Assessment Program for Melcor1.8.6 (JB).
- [7] B. Reer (Bernhard.Reer@ensi.ch), ENSI , 5232 Villigen, Bewertung des Projekts OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction (JB).
- [8] S. Schulz (Susanne.Schulz@ensi.ch), ENSI , 5232 Villigen, Bewertung des Projekts OECD OPDE – Piping Failure Data Exchange Project (JB).
- [9] R. Hausherr (Rainer.Hausherr@ensi.ch), ENSI , 5232 Villigen, Bewertung des Projekts OECD ICDE – Common Cause Failure Data Exchange (JB).
- [10] A. Ramezani (Annette.Ramezani@ensi.ch), ENSI, 5232 Villigen, Bewertung des Projekts OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange (JB).
- [11] H. Wand (Hartmut.Wand@ensi.ch), ENSI , 5232 Villigen, Bewertung des Projekts OECD Cabri Waterloop Project (JB).
- [12] R. Jäggi (Rudolf.Jaeggi@ensi.ch), ENSI , 5232 Villigen, Bewertung des Projekts OECD COMPSIS – Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety (JB).
- [13] W. Wiesenack, F. Øwre (Wolfgang.Wiesenack@hrp.no), Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project, P.O. Box 173, NO-1751, Halden, Norway, OECD Halden Reactor Project: Fuels and Materials / Man, Technology, Organisation (JB).
- [14] Ch. Schuler, G. Butterweck, M. Boschung, S. Mayer und C. Wernli, (christoph.schuler@psi.ch), Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen, Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik (JB).
- [15] J. Eikenberg, M. Jäggi, (jost.eikenberg@psi.ch), Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen, Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Radioanalytik (JB).
- [16] T. Lind, D. Suckow, A. Dehbi, S. Güntay, (Terttaliisa.Lind@psi.ch), Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Artist – Aerosol Trapping in the Steam Generator (JB).
- [17] F. Amann, S. Löw, E. Button, R. Thöny, (florian.amann@erdw.ethz.ch), Chair for Engineering Geology, ETH Zürich, ETH Hönggerberg, CH-8093 Zürich, RC-Experiment Rock Mass Characterisation (JB).
- [18] V.N. Dang, L. Podofilini, D. Mercurio, (vinh.dang@psi.ch), Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Human Reliability Analysis (HRA) (JB).
- [19] S. Schumacher, M. Kleinmann, Universität Zürich, Psychologisches Institut, Arbeits- und Organisationspsychologie, Binzmühlestrasse 14, 8050 Zürich, Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer Kernkraftwerken (JB).

Impressum

Juni 2009
Bundesamt für Energie BFE
CH-3003 Bern
Druck: Ackermann Druck AG, Bern-Liebefeld
Bezug der Publikation: www.energieforschung.ch

Programmleiter

Dr. Reiner Mailänder
Eidg. Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5232 Villigen – ENSI
reiner.mailaender@ensi.ch

Bereichsleiter

Dr. Christophe de Reyff
Bundesamt für Energie BFE
CH-3003 Bern
christophe.dereyff@bfe.admin.ch