



Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI



Erfahrungs- und Forschungsbericht 2010

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2010

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2010

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2010

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Inhaltsverzeichnis

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	7
Summary	9
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	11
1.1. Brennstoffe und Materialien	11
1.1.1. OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoff- und Materialverhalten	11
1.1.2. OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project	14
1.1.3. OECD CABRI Waterloo Project	15
1.1.4. KORA-II – Korrosionsrisswachstum in austenitischen Strukturwerkstoffen	16
1.1.5. PARENT – Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques	18
1.1.6. NORA – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors	19
1.1.7. PISA – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis	20
1.1.8. Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweissnähten	21
1.1.9. Machbarkeitsstudie für zerstörungsfreie Messungen an der Stahldruckschale des Primär-Containments von Kernkraftwerken	23
1.2. Interne Ereignisse und Schäden	24
1.2.1. OECD OPDE – OECD Piping Failure Data Exchange Project	24
1.2.2. OECD COMPSIS – Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety	25
1.2.3. OECD ICDE – International Common-Cause Failure Data Exchange	26
1.2.4. OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange	27
1.3. Externe Ereignisse	28
1.3.1. DIDEYSYS – Defence in depth in electrical systems and grid interaction	28
1.3.2. OECD IRIS 2010 – Tragwerksverhalten von Stahlbetonwänden bei Anpralllasten	30
1.3.3. IAEA KARISMA – Tragwerksverhalten des KKW Kashiwazaki-Kariwa beim Erdbeben vom 16. Juli 2007	32
1.3.4. OECD SMART-2008 – Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken	33
1.4. Menschliche Faktoren	35
1.4.1. OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation	35
1.4.2. Human Reliability Analysis	37
1.5. Systemverhalten und Störfallabläufe	39
1.5.1. STARS – Sicherheitsforschung bezüglich Transientenanalysen der Reaktoren in der Schweiz	39
1.5.2. PASSPORT – Methodik für die Analyse der Wirksamkeit von passiven Sicherheitssystemen	41
1.5.3. LINX – Dynamik dünner Flüssigkeitsfilme in einer Umgebung mit Kondensation und Wiederverdampfung	42
1.5.4. MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases	43
1.5.5. ARTIST-II – Aerosol Trapping in the Steam Generator	44
1.5.6. MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions during Severe Accidents in LWR	46
1.5.7. OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction	48
1.6. Strahlenschutz	50
1.6.1. Strahlenschutzforschung	50
1.7. Entsorgung	53
1.7.1. Abfallbewirtschaftung im Vergleich	53
1.7.2. Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri	55
1.7.3. Neu gestartete Agneb-Forschungsprojekte	58
1.7.4. FORGE – Fate of Repository Gases	60
1.7.5. Klimamodellierung	61

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	63
2.1. Bestrahlung von Personal in Kernkraftwerken	64
2.2. Verschlimmerung eines Vorkommnisablaufs durch die Schichtmannschaft	65
2.3. Neubau von Kernkraftwerken	67
3. Internationale Zusammenarbeit	69
3.1. Internationale Übereinkommen	70
3.1.1. Übereinkommen über nukleare Sicherheit	70
3.1.2. Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle	70
3.1.3. OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	70
3.2. Multilaterale Zusammenarbeit	71
3.2.1. Internationale Atomenergieagentur IAEA	71
3.2.2. Kernenergieagentur NEA der OECD	73
3.3. Behördenorganisationen	79
3.3.1. Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	79
3.3.2. European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	80
3.3.3. European Nuclear Energy Forum (ENEF)	81
3.3.4. EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	81
3.4. Bilaterale Zusammenarbeit	82
3.4.1. Gemischte Kommission Frankreich–Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	82
3.4.2. Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	83
3.4.3. Nuklearinformationsabkommen Schweiz–Österreich	84
3.4.4. Zusammenarbeit mit den USA	84
3.4.5. Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz	85
4. Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	87
4.1. Notfallschutzverordnung	87
4.2. Richtlinien	87
4.2.1. Richtlinie ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente	88
4.2.2. Richtlinie ENSI-G11: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage	88
4.2.3. Richtlinie ENSI-G15: Strahlenschutzziele für Kernanlagen	88
4.2.4. Richtlinie ENSI-A08: Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen	88
4.2.5. Richtlinie ENSI-B06: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung	88
4.2.6. Richtlinie ENSI-B10: Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal	89
4.2.7. Richtlinie ENSI-B13: Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals	89
4.2.8. Richtlinie ENSI-B14: Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen	89
4.3. Neue Hilfsmittel	89
4.3.1. ENSI-Glossar	89
4.3.2. Korrelationsregister	90
5. Strategie und Ausblick	91
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	93
Anhang B: Mitgliedschaften des ENSI in internationalen Gremien	203
Anhang C: Publikationen und Vorträge 2010	207
Anhang D: Richtlinien des ENSI/Directives de l'ENSI/Guidelines of ENSI	213

Einleitung

Das im Februar 2005 in Kraft getretene Kernenergiegesetz (KEG) verlangt, dass die zuständigen Behörden die Öffentlichkeit regelmässig über den Zustand der Kernanlagen und über Sachverhalte informieren, welche die nuklearen Güter und radioaktiven Abfälle betreffen. Das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) erfüllt diese Verpflichtung unter anderem durch die Veröffentlichung seiner Jahresberichte. Diese Berichte – der Aufsichtsbericht, der Strahlenschutzbericht und der Erfahrungs- und Forschungsbericht – sind auch in elektronischer Form auf www.ensi.ch unter «Jahresberichte» erhältlich.

Der Aufsichtsbericht beschreibt und bewertet die wichtigsten Betriebsereignisse und Vorkommnisse, die durchgeführten Nachrüstungen und Instandhaltungsmassnahmen, die Ergebnisse der Wiederholungsprüfungen, den radiologischen Zustand und die Notfallübungen und Ausbildungen in den schweizerischen Kernanlagen. Er beinhaltet zudem die Tätigkeiten im Transport- und Entsorgungsbereich.

Im Strahlenschutzbericht wird der radiologische Zustand innerhalb und ausserhalb der schweizerischen Kernanlagen beschrieben.

Der vorliegende Erfahrungs- und Forschungsbericht beschreibt und bewertet die Ergebnisse der regulatorischen Sicherheitsforschung, ausgewählte Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen, den internationalen Erfahrungsaustausch sowie Änderungen im Regelwerk des ENSI. Die Kapitel 1 bis 5 richten sich an die interessierte Öffentlichkeit, der Anhang A vornehmlich an ein Fachpublikum.

Das ENSI hat am 1. Januar 2009 als Nachfolgebehörde der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) seine Tätigkeit aufgenommen. Als unabhängige Aufsichtsbehörde übernahm das ENSI die Aufgaben und das Personal der HSK. Im Januar 2010 hat das ENSI seinen Sitz nach Brugg verlegt.



Zusammenfassung

Regulatorische Sicherheitsforschung

Bei der Wahrnehmung seiner Aufsichtstätigkeit über die Kernanlagen ist es für das ENSI unerlässlich, auf dem Stand von Wissenschaft und Technik zu sein. Deshalb unterstützt und koordiniert das ENSI Projekte im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung. Deren Ergebnisse gehen teils unmittelbar in Richtlinien und Einzelentscheidungen des ENSI ein. Im weiteren Sinne dienen die Projekte dem Kompetenzerhalt beim ENSI und seinen Experten. Und schliesslich leistet das Forschungsprogramm Beiträge an zahlreiche internationale Projekte, die in der Schweiz alleine nicht durchgeführt werden könnten. Hierdurch wird der für die nukleare Sicherheit ausserordentlich wichtige internationale Austausch gefördert. Das Programm «Regulatorische Sicherheitsforschung» spiegelt die in den letzten Jahren ausgeweiteten Aufgaben des ENSI wieder. Es gliedert sich neu in sieben Themenbereiche:

1. Der Bereich **Brennstoffe und Materialien** beschäftigt sich mit dem Reaktorkern sowie den gestaffelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Besonders die hier untersuchten Prozesse der Materialalterung sind entscheidend für den Langzeitbetrieb der bestehenden Kernkraftwerke. Dieser Herausforderung trägt das ENSI unter anderem mit der Beteiligung an dem neuen internationalen Projekt PARENT Rechnung, das sich aktuellen zerstörungsfreien Methoden zur Risserkennung widmet. Ebenfalls neu im Programm ist das Projekt NORA zur Edelmetalleinspeisung in den Primärkreislauf. Der Einfluss der Wasserchemie auf Rissentstehung und -wachstum im Primärkreislauf wird auch durch die Ergebnisse des Projekts KORA immer deutlicher.
2. Die Projekte der OECD zu **internen Ereignissen und Schäden** fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle sowie Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen oder ungünstig beeinflussen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken – beispielsweise zu Rohrleitungsschäden oder so genannten «Common Cause»-Fehlern – aufgebaut, mit denen die entsprechenden Betriebserfahrungen aus zahlreichen Staaten systematisch ausgewertet werden.
3. Das ENSI wendet sich im Rahmen internationaler Projekte verstärkt **externen Ereignissen** zu. Das Projekt DIDELSYS betrachtet die Robustheit von elektrischen Systemen gegen energiereiche Überspannungen, die sich auf eine grosse Zahl von Systemen negativ auswirken können. Die Auswirkungen von Erdbeben und Flugzeugabstürzen auf die Tragwerke von sicherheitsrelevanten Gebäuden sind Gegenstand weiterer neuer Forschungsprojekte.
4. Der Einfluss von Operateurhandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken steht bei den **menschlichen Faktoren** im Mittelpunkt. Dabei geht es vor allem um die Zuverlässigkeit des Verhaltens von Bedienungspersonal unter verschiedenen Bedingungen, bei denen neu die Einflüsse von Erdbeben stärker im Fokus stehen. Ein weiterer Schwerpunkt ist der Einfluss der Kontrollraumgestaltung auf die Leistung der Operateure.
5. **Systemverhalten und Störfallabläufe** in Kernkraftwerken werden ausgehend vom Normalbetrieb bis hin zu Kernschmelz-Unfällen analysiert. Dazu werden Computermodelle erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Zunehmend werden verschiedene Modelle gekoppelt, um das Anlageverhalten umfassender simulieren zu können; wichtig ist dies zum Beispiel bei den Sicherheitseinrichtungen neuer Kernkraftwerke, die häufig als passive Systeme ausgeführt sind. Thermodynamische Vorgänge im Sicherheitsbehälter sowie deren Kopplung mit den Prozessen in der Reaktoranlage werden daher mit den neuen Projekten LINX und PASSPORT betrachtet. Das OECD-Projekt MCCI wurde im Berichtsjahr abgeschlossen, mit interessanten Ergebnissen zur Kühlbarkeit einer Kernschmelze bei deren Wechselwirkung mit dem Betonboden des Reaktorgebäudes.
6. Die anwendungsbezogenen Arbeiten im Bereich **Strahlenschutz** reichen von der Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Zudem trägt die Mitarbeit an internationalen Normen zur länderübergreifenden Harmonisierung von Methoden im Strahlenschutz bei.
7. Mit dem Fortschreiten des Verfahrens gemäss dem Sachplan geologische Tiefenlager wird auch die Forschung im Bereich **Entsorgung** immer wichtiger. Im Hinblick auf ein geologisches Tiefenlager wird weiterhin das Wirtgestein Opalinuston im Felslabor Mont Terri untersucht, zudem werden die Eigenschaften der Abfälle und deren Gasentwicklung analysiert. Neue

Schwerpunkte werden mit Projekten zur Auslegung eines Tiefenlagers und dessen Überwachung gelegt. Zum Klima der letzten Eiszeit schliesslich hat das ENSI wegen Rückschlüssen auf mögliche zukünftige Gletscher ebenfalls ein neues Projekt initiiert.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Vorkommnisse in Kernanlagen sind ein wichtiger Bestandteil der Betriebserfahrung. Sie liefern konkrete Hinweise auf Schwachstellen und Verbesserungsmöglichkeiten in sämtlichen Bereichen der Auslegung und des Betriebs. Über die Vorkommnisse in Schweizer Kernanlagen berichtet das ENSI im Aufsichtsbericht. Im vorliegenden Bericht ist eine Auswahl besonders lehrreicher ausländischer Ereignisse beschrieben. Sie wurden analysiert mit dem Ziel, ihre Relevanz für die Schweizer Kernanlagen zu überprüfen. Demnach sind die wichtigsten Ergebnisse aus Sicht des ENSI folgende:

- **Unzulässige Bestrahlungen von Personal:** Sowohl die Vorkommnisse im französischen Kernkraftwerk Chinon als auch diejenigen in den Schweizer Werken Beznau 2009 und Leibstadt 2010 gaben Anlass zu genauen Überprüfungen und Verbesserungen. Dies gilt besonders für Revisionsarbeiten, für welche die Vorkehrungsmassnahmen verschärft werden.
- **Menschliche und organisatorische Faktoren beim Neubau von Kernkraftwerken:** Mängel und Vorkommnisse beim Neubau von Kernkraftwerken wurden bereits im letztjährigen Erfahrungs- und Forschungsbericht thematisiert. Im koreanischen Kernkraftwerk Shin-Kori 1 ereignete sich im September 2010 ein Vorkommnis während der Inbetriebnahme-Tests. Als Folge eines versehentlich geöffneten Isolationsventils des Containment-Sprühsystems gelangten rund 423 Tonnen boriertes Wasser in das Containment. Zwar kamen keine Menschen zu Schaden und es kam auch zu keiner Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung, doch zeigte das Vorkommnis Schwächen bei der Organisation auf. Das ENSI ist sich der Bedeutung der menschlichen und organisatorischen Faktoren in allen Phasen von Planung, Bau und Inbetriebnahme bewusst. In seinen Gutachten zu den drei Rahmenbewilligungsgesuchen für neue Kernkraftwerke beantragte das ENSI der Bewilligungsbehörde deshalb, dass die Gesuchsteller frühzeitig ein umfassendes Managementsystem sowie ein Programm zur Berücksichtigung menschlicher und

organisatorischer Faktoren ausarbeiten müssen. Diese sollen vom ENSI bereits ab der Projektierungsphase überprüft werden.

Internationale Zusammenarbeit

Durch die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen und ausländischen Aufsichtsbehörden stellt das ENSI sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit den internationalen Standard erfassen und in die eigene Aufsicht umsetzen kann. Das ENSI pflegt die Zusammenarbeit insbesondere mit der IAEA, der OECD/NEA, der WENRA und im Rahmen von bilateralen Abkommen mit Frankreich, Deutschland, Österreich und den USA. Das ENSI bringt die in der Schweiz geltenden hohen Anforderungen an die nukleare Sicherheit in die internationalen Harmonisierungsbestrebungen mit ein.

Im Berichtsjahr sind die Vorbereitungsarbeiten für die 5. Überprüfungskonferenz der Convention on Nuclear Safety (CNS) im April 2011 hervorzuheben, für die der Schweizer Länderbericht Ende August 2010 fristgerecht bei der IAEA eingereicht wurde. Im Hinblick auf die im November 2011 in der Schweiz anstehende Mission des Integrated Regulatory Review Service (IRRS), ein Kontrollinstrument der IAEA für Aufsichtsbehörden, führte das ENSI im Berichtsjahr eine umfassende Selbstüberprüfung durch. Das ENSI war im Oktober 2010 auch selbst an einer IRRS-Mission der IAEA zur amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC beteiligt. Im Juni 2010 empfing das ENSI zudem eine hochrangige Delegation der NRC unter Leitung von Commissioner William C. Ostendorff.

Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Das bestehende Regelwerk wird den Anforderungen der neuen Kernenergiegesetzgebung angepasst und gleichzeitig mit den internationalen Standards abgestimmt. Diese Arbeiten wurden auch im Jahr 2010 weitergeführt. Das ENSI revidierte zwei bestehende und verabschiedete acht neue Richtlinien, darunter insbesondere zwei zur Ausbildung des Personals von Kernanlagen. Am 1. Januar 2011 trat zudem die revidierte Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung) in Kraft, an der das ENSI massgeblich mitgearbeitet hat.

Résumé

Recherche en matière de sécurité nucléaire

Dans sa gestion de la tâche de surveillance des installations nucléaires, l'IFSN se doit d'être au niveau actuel de la science et de la technique. C'est pourquoi elle soutient et coordonne des projets dans le cadre de la recherche en matière de sécurité nucléaire. Les résultats ainsi obtenus se retrouvent en partie directement dans des directives et des décisions de l'IFSN. Dans un sens plus large, ces projets permettent à l'IFSN et à ses experts d'acquérir de nouvelles compétences. Enfin, le programme de recherche apporte sa participation à de nombreux projets internationaux qui ne pourraient pas être réalisés en Suisse seulement. Un échange international extrêmement important pour la sécurité nucléaire est ainsi encouragé.

Le programme «Recherche en matière de sécurité nucléaire» reflète l'élargissement des tâches de l'IFSN de ces dernières années. Il s'organise maintenant autour des sept domaines suivants:

1. Le domaine **combustibles et matériaux** s'occupe du cœur du réacteur et des barrières de sécurité échelonnées pour le confinement des substances radioactives. Les processus de vieillissement des matériaux analysés ici sont déterminants pour le fonctionnement à long terme des centrales nucléaires existantes. L'IFSN tient compte de ce défi en participant entre autres au nouveau projet international PARENT, consacré aux méthodes actuelles non destructives de détection des fissures. Le projet NORA sur l'injection de métaux précieux dans le circuit primaire est également nouveau dans le programme. Les résultats du projet KORA révèlent toujours plus nettement l'influence de la chimie de l'eau sur la formation et la propagation de fissures dans le circuit primaire.
2. Les projets de l'OCDE sur les **événements internes et les dommages** favorisent l'échange d'expériences internationales sur les incidents et dommages des composants, susceptibles de provoquer des incidents ou d'avoir des influences défavorables. On construit des banques de données spécifiques – par exemple sur les ruptures de tuyauteries ou les défaillances de cause commune – permettant l'évaluation systématique d'expériences de fonctionnement analogues dans de nombreux pays.
3. Dans le cadre de projets internationaux, l'IFSN voue

une attention renforcée aux **agressions externes**. Le projet DIDEISYS analyse la robustesse de systèmes électriques contre des surtensions riches en énergie, pouvant avoir des effets négatifs sur de nombreux systèmes. Les répercussions de séismes et de chutes d'avions sur la structure porteuse de bâtiments importants pour la sécurité font l'objet d'autres nouveaux projets de recherche.

4. L'influence des actions des opérateurs sur les incidents dans les centrales nucléaires est au centre des **facteurs humains**. Il est ici question surtout de la fiabilité du comportement du personnel de service dans différentes conditions, l'influence des séismes étant depuis peu davantage considérée. L'influence de la configuration de la salle des commandes sur la performance des opérateurs constitue un autre élément important.
5. On analyse le **comportement du système et les mécanismes de progression des incidents** dans les centrales nucléaires, tant en fonctionnement normal qu'en cas d'accident de fusion du cœur. On élabore alors des modèles informatiques validés à l'aide d'expériences. De plus en plus, on couple différents modèles afin de pouvoir simuler de manière plus complète le comportement de l'installation; cela est important par exemple pour les dispositifs de sécurité des nouvelles centrales nucléaires, souvent conçus en tant que systèmes passifs. Les nouveaux projets LINX et PASSPORT tiennent ainsi compte des processus thermodynamiques se déroulant dans l'enceinte de confinement ainsi que leur couplage avec les processus ayant lieu dans l'installation du réacteur. Le projet de l'OCDE MCCI s'est terminé au cours de l'exercice et a livré des résultats intéressants sur le refroidissement du corium lors de son interaction avec le sol en béton du bâtiment réacteur.
6. Les travaux de mise en œuvre dans le domaine de la **protection contre le rayonnement** vont de la technique de mesure du rayonnement au développement de nouvelles méthodes d'analyse des radionucléides, en passant par l'aéroradiométrie. De plus, la collaboration à des normes internationales contribue à l'harmonisation nationale des méthodes de radioprotection.
7. Avec l'avancement de la procédure conformément au plan sectoriel «Dépôts en couches géologiques profondes», la recherche dans le domaine de la **gestion des déchets nucléaires** prend aussi toujours plus d'importance. Dans l'optique d'un dépôt en couches géologiques profondes, on continue d'analyser la roche d'accueil «argiles à Opalinus» au laboratoire

souterrain du Mont Terri; on étudie par ailleurs les caractéristiques des déchets et leur dégagement gazeux. On vise aussi de nouveaux objectifs importants avec des projets sur le dimensionnement d'un dépôt profond et sur sa surveillance. Enfin, l'IFSN a également initié un nouveau projet sur le climat de la dernière période glaciaire, du fait des conclusions tirées sur d'éventuels futurs glaciers.

Événements instructifs survenus dans des installations nucléaires à l'étranger

Les événements qui se produisent dans des installations nucléaires constituent un élément important de l'expérience d'exploitation. Ils apportent des informations concrètes sur les points faibles et les améliorations possibles dans tous les domaines du dimensionnement et de l'exploitation. Les événements qui surviennent dans les installations nucléaires suisses sont consignés dans le rapport de surveillance de l'IFSN. Le présent rapport décrit quelques événements particulièrement instructifs survenus à l'étranger. Ces événements ont été analysés dans le but d'en vérifier la pertinence pour les installations nucléaires suisses. L'IFSN en a tiré les conclusions les plus importantes suivantes:

■ **Irradiations inadmissibles du personnel:** tant les événements qui se sont déroulés dans la centrale nucléaire française de Chinon, que ceux qui ont eu lieu en 2009 à Beznau et en 2010 à Leibstadt, ont donné lieu à des contrôles précis et permis des améliorations. Cela concerne notamment des travaux de révision pour lesquels des mesures ont été renforcées.

■ **Facteurs humains et organisationnels lors de la construction de nouvelles centrales nucléaires:** le dernier rapport sur les expériences et la recherche avait déjà traité des problèmes et des incidents rencontrés lors de la construction de nouvelles centrales nucléaires. En septembre 2010, un événement a été notifié dans la centrale nucléaire coréenne de Shin-Kori 1, pendant les essais de mise en service. Suite à l'ouverture intempestive d'une soupape d'isolation du système de pulvérisation de l'enceinte de confinement, près de 423 tonnes d'eau borée sont parvenues dans l'enceinte de confinement. Il n'y a eu certes ni dégâts humains, ni libération de substances radioactives dans l'environnement, mais l'événement a révélé des faiblesses dans l'organisation. L'IFSN a conscience de l'importance des facteurs humains et organisationnels dans toutes les phases de la planification, de la construction et de la mise en service. Dans son exper-

tise des trois demandes d'autorisation générale pour de nouvelles centrales nucléaires, l'IFSN a de ce fait demandé à l'autorité qui délivre les autorisations que les requérants élaborent suffisamment tôt un système de management complet ainsi qu'un programme tenant compte des facteurs humains et organisationnels. L'IFSN les vérifiera dès la phase de l'étude de projet.

Coopération internationale

En coopérant avec des organisations internationales et des autorités de surveillance étrangères, l'IFSN s'assure qu'en matière de sécurité nucléaire, la Suisse atteint le niveau international et l'applique à la surveillance. L'IFSN veille à une bonne coopération en particulier avec l'AIEA, l'AEN de l'OCDE, la WENRA, ainsi que dans le cadre d'accords bilatéraux avec la France, l'Allemagne, l'Autriche et les Etats-Unis. L'IFSN apporte les impératifs de sécurité nucléaire élevés de la Suisse aux efforts d'harmonisation internationaux.

L'exercice 2010 a été marqué par la 5^e réunion d'examen de la Convention sur la sûreté nucléaire (CNS) d'avril 2011, pour laquelle le rapport de synthèse national de la Suisse a été remis dans les délais, fin août 2010, auprès de l'AIEA. En perspective de la mission du Integrated Regulatory Review Service (IRRS) – instrument de contrôle de l'AIEA pour les autorités de surveillance –, qui doit avoir lieu en Suisse en novembre 2011, l'IFSN a réalisé au cours de l'exercice un autocontrôle complet. L'IFSN a participé aussi en octobre 2010 à une mission IRRS de l'AIEA auprès de l'autorité de surveillance américaine NRC. En juin 2010, l'IFSN a accueilli par ailleurs une importante délégation de la NRC, placée sous la direction du Commissioner William C. Ostendorff.

Changements et développement des bases de la surveillance nucléaire

Le règlement en place est adapté aux exigences de la nouvelle législation sur l'énergie nucléaire et, dans le même temps, harmonisé aux normes internationales. Ces travaux ont aussi été poursuivis tout au long de l'année 2010. L'IFSN a révisé deux directives et en a adopté huit nouvelles, dont deux notamment sur la formation du personnel des installations nucléaires. De plus, la révision de l'ordonnance sur la protection en cas d'urgence au voisinage des installations nucléaires (ordonnance sur la protection d'urgence, OPU) est entrée en vigueur le 1^{er} janvier 2011; l'IFSN y a collaboré de manière déterminante.

Summary

Regulatory research into safety

Aware of its responsibilities in the surveillance of nuclear facilities, ENSI is required to stay abreast of the latest developments in science and technology. Hence, it supports and coordinates research into safety the results of which feed often directly into the ENSI Guidelines and specific decisions. On a broader level, research projects help to ensure that ENSI and its experts have the required expertise and furthermore, its research programme provides a valuable contribution to many international projects that could not be otherwise conducted solely in Switzerland. Thus, it encourages international exchange of expertise that is central to nuclear safety. In recent years, its program for «Research into Regulatory Safety» has reflected the extended duties of ENSI itself and following a recent restructuring, it is now divided into seven main areas:

1. **Fuels and materials:** this research area relates to the reactor core and the multiple barriers strategy used in the containment of radioactive materials. Research into ageing mechanisms is particularly important for the long-term operation of the existing nuclear power plants. The involvement of ENSI in PARENT, a new international project, is an example of its response to this challenge. This Project assesses current non-destructive methods used in detecting cracks. Another new project is the NORA Project examining the potential of injecting of noble metals into the primary circuit. There is also increasing evidence from the results of the KORA Project, that water chemistry plays a determining role in the development and growth of cracks in the primary circuit.
2. OECD Projects on **significant internal events and damage occurrences** encourage international exchange of experience regarding both accident scenarios and individual component damage, which can trigger accidents or have an otherwise detrimental effect on safety. With this purpose in mind, specialised databases are being created, e.g. a pipe damage database or the database of so-called common cause failures. The existence of these databases facilitates a systematic analysis of relevant operational experience from all individual countries.
3. In its involvement in international projects, ENSI is paying increasing attention to **external events**. For

example, the DIDEYSYS Project evaluates the robustness of electrical systems to power surges that can have a negative impact on many systems. Other new projects are examining the effects of earthquakes and plane crashes on the structure of buildings with special relevance to safety.

4. The influence of reactor operator behaviour on accidents in nuclear power plants is a central element of research into **human factors**. This research is looking primarily at the reliability of operator behaviour under various conditions whereby the effect of earthquakes is of increasing importance. Research is also focusing on how the layout of the control room affects the performance of the operational staff.
5. The **behaviour of systems and accident sequences** in nuclear power plants is the subject of analyses – from normal operation through to accidents involving core meltdown. Computer models are being developed and then validated experimentally. Increasingly, various models are being coupled with one another in order to provide a more comprehensive simulation of plant behaviour: this is important for example for the safety systems in new nuclear power plants that are frequently designed as passive systems. The new projects LINX and PASSPORT are, therefore, considering the thermodynamic processes in the containment and their relation with processes in the reactor. The OECD Project MCCI has concluded during the current year under review with interesting results being put forward on melt coolability and the interaction of corium with the concrete floor of reactor buildings.
6. Applied research in the field of **radiological protection** ranges from the technology used to measure radiation to aero-radiometry and the development of new methodologies for radionuclide analyses. In addition, involvement in the development of international norms is helping to harmonise methods of radiological protection across all countries.
7. Work is continuing on the measures specified in the Sectoral Plan for a deep geological repository and thus research into **waste disposal** is of increasing importance. In terms of the geological repository, research continues at the Mont Terri Rock Laboratory into the host rock Opalinus Clay together with ongoing analyses of waste properties and the production of gases. The design of deep repositories and their

surveillance are a further focus for research projects. Finally, ENSI has also initiated research into whether conclusions can be drawn from past climates during the last Ice Age for future developments of glaciers.

Significant events with relevance to Swiss NPPs from nuclear facilities abroad

Incidents in nuclear facilities are an important element of operational experience as they provide tangible evidence of weaknesses and offer the potential for improvements in all areas of design and operation. Information on incidents in Swiss nuclear facilities is laid out in the ENSI Surveillance Report. The Research and Experience Report provides information on a selection of particularly instructive incidents in nuclear facilities outside Switzerland. Incidents are analysed with a view to identifying any potential relevance to Swiss nuclear facilities. From the perspective of ENSI the main outcomes were as follows:

■ **Inadmissible exposure of staff to radiation:** Events at both the Chinon nuclear power station in France and the Beznau (2009) and Leibstadt (2010) plants in Switzerland prompted thorough investigations and resulted in improvements, particularly with regard to maintenance work. As a result, safety precautions have been strengthened.

■ **Human influence and organisational factors in the construction of new nuclear power plants:** The previous Experience and Research Report already highlighted shortcomings and significant events that occurred during the construction of new nuclear power plants. In September 2010, there was a significant event during commissioning tests at the Shin-Kori 1 nuclear power plant in Korea. An isolation valve in the containment spray system was inadvertently opened and some 423 tonnes of water containing boron spread in the containment. Although there was no damage to human health or radioactive releases into the environment, however the event revealed organisational weaknesses. ENSI is very much aware of the importance of human and organisational factors in all planning, construction and commissioning phases. In its Expertise Reports on the applications for general licenses for three new nuclear power plants, ENSI asked the licensing authority to require that applicants provide comprehensive information on their manage-

ment system and set up a program to take into account human and organisational factors early on in the planning stage. They will be reviewed by ENSI from the start of the project planning phase onwards.

International cooperation

By cooperating with international organisations and regulatory bodies, ENSI ensures that Switzerland stays abreast of developments in the field of nuclear safety, which it can then incorporate into its own regulatory activities. ENSI maintains particularly active links with the IAEA, OECD/NEA and WENRA and also has a series of bilateral agreements with France, Germany, Austria and the USA. The ENSI contribution to current negotiations on greater global harmonisation is based on the stringent nuclear safety standards, which are in place in Switzerland.

In the current year under review, particular mention should be made of the preparatory work for the 5th Review Conference of the Convention on Nuclear Safety (CNS) in April 2011. The associated Country Report for Switzerland was submitted to IAEA on time at the end of August 2010. ENSI conducted a comprehensive internal review during 2010. In October 2010 in relation to the forthcoming Mission of the Integrated Regulatory Review Service (IRRS) – a control mechanism instituted by IAEA for regulatory authorities and scheduled for November 2011 –, ENSI itself took part in an IRRS Mission to the NRC, the US regulatory authority. In June 2010, ENSI also welcomed a high-ranking delegation from the NRC led by Commissioner William C. Ostendorff.

Current changes and developments related to surveillance principles

The existing regulatory framework is being revised in order to comply with the new nuclear energy legislation and at the same time to harmonise it with international standards. This work continued in 2010. ENSI revised two existing guidelines and approved eight new ones, including two concerning training staff in nuclear facilities. The revised Swiss Federal Ordinance on emergency protection in the vicinity of nuclear facilities came into effect on 1 January 2011. ENSI played a major role in its revision.

1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Zur Wahrnehmung seiner Aufsichtstätigkeit ist es für das ENSI unerlässlich, im Bereich der nuklearen Sicherheit auf dem Stand von Wissenschaft und Technik zu sein. Ein wesentliches Element dafür ist das Programm «Regulatorische Sicherheitsforschung», also die von staatlicher Seite unterstützte Forschung im Bereich der nuklearen Sicherheit. In diesem Rahmen vergibt und koordiniert das ENSI Forschungsaufträge mit folgenden Zielen:

1. Resultate von Forschungsprojekten dienen unmittelbar der laufenden Aufsichtstätigkeit. Sie gehen einerseits in vom ENSI zu erstellende Richtlinien ein, die rechtliche Anforderungen in den Bereichen Kernenergie und Strahlenschutz konkretisieren. Andererseits zieht das ENSI auch für konkrete Einzelentscheide die Ergebnisse von Forschungsprojekten als Grundlage heran.
2. Die vom ENSI geförderten Forschungsprojekte dienen dem Kompetenzerhalt nicht nur innerhalb des ENSI, sondern darüber hinaus auch bei Forschungsinstitutionen. Das ENSI fördert mit diesen Forschungsprojekten insbesondere die Ausbildung im Bereich der nuklearen Sicherheit.
3. Nicht zuletzt dienen Forschungsprojekte der internationalen Vernetzung des ENSI und der schweizerischen Forschung. Der internationale Austausch ist im Bereich der nuklearen Sicherheit ausserordentlich wichtig. Die Projekte des Forschungsprogramms werden grossteils von Organisationen aus verschiedenen Ländern finanziert oder zumindest in Kooperation mit internationalen Partnern durchgeführt. So erhält das ENSI auch Resultate, die in der Schweiz alleine nicht erzielt werden könnten. Dazu muss das ENSI auch eigene Beiträge leisten können. Das ENSI ist in über 70 internationalen Gremien vertreten. In vielen von diesen werden Forschungsprojekte gesteuert und deren Ergebnisse in internationale Standards umgesetzt.

Die vom ENSI unterstützten Forschungsprojekte tragen zur Erhaltung und zum Ausbau der hohen Sicherheit der Schweizer Kernanlagen bei. Sie ermöglichen es, potenzielle Problembereiche zu erkennen, mögliche Verbesserungen zu erarbeiten, Unsicherheiten zu verringern und Verfahren zu verbessern. Zur Strategie des ENSI gehört es, dass jedes Forschungsprojekt durch einen Experten aus den ENSI-Fachsektionen begleitet wird. So fliessen die im Projekt gewonnenen Erfahrungen in die

Aufsichtstätigkeit ein und dienen damit direkt der nuklearen Sicherheit.

Im vorliegenden Kapitel fassen die ENSI-Projektbegleiter die Forschungsergebnisse mit besonderem Blick auf Praxisrelevanz und Zielerreichung für die interessierte Öffentlichkeit zusammen. Dieses Kapitel wurde neu in sieben Themenbereiche gegliedert, indem der äusserst umfangreiche Abschnitt «Reaktorsicherheit» in vier übersichtlichere Themenbereiche aufgespalten wurde. Vor allem bei den umfangreicheren Projekten liegen zudem detaillierte Berichte der Forscher in Anhang A vor.

1.1. Brennstoffe und Materialien

Dieser Themenbereich beschäftigt sich mit dem Reaktorkern sowie den Strukturmaterialien der wichtigsten gestaffelten Barrieren, welche den Brennstoff und den Reaktorkern umgeben und die radioaktiven Stoffe einschliessen. Die Brennelemente werden mehrere Jahre im Reaktorkern eingesetzt, bevor sie abgebrannt sind und ausgetauscht werden; beim Brennstoff und den Brennstabhüllrohren stehen deshalb die Anforderungen während dem Normalbetrieb und während bestimmten Störfällen im Mittelpunkt. Anders ist dies bei den wenigen nicht austauschbaren Komponenten des Primärkreislaufs, vor allem dem Reaktordruckbehälter, sowie beim Sicherheitsbehälter, dem so genannten Containment; bei diesen sind eher die Prozesse der Materialalterung entscheidend. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke muss gewährleistet sein, dass für alle Anforderungen weiterhin ausreichende Sicherheitsmargen vorhanden sind.

1.1.1. OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoff- und Materialverhalten

Auftragnehmer: Halden Reactor Project, Norwegen
Projektbegleiter: Markus Straub (ENSI), Guido Ledergerber (KKL)

Bericht der Forscher im Anhang A

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) ist ein gemeinsames Forschungsprogramm von über 100 Wis-



Figur 1: Der Standort des OECD Halden Reactor Projects. Der Reaktor befindet sich in einer Kaverne in den hinten sichtbaren Felsen (Quelle: Halden Reactor Project).

schafts-, Behörden- und Industrieorganisationen aus 18 Staaten. Es steht unter der Schirmherrschaft der Kernenergieagentur NEA der OECD und feierte 2008 sein 50-jähriges Bestehen. Das HRP hat zwei Stossrichtungen: Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Experimentelle Arbeiten werden primär im norwegischen Halden durchgeführt, wo rund 250 wissenschaftliche Mitarbeitende am Projekt beteiligt sind und ein Versuchsreaktor, eine Werkstatt zur Herstellung instrumentierter Brennstoff-Versuchsanordnungen, ein Labor (Man-Machine Laboratory) sowie ein Simulationszentrum (Virtual Reality Centre) zur Verfügung stehen. Die schweizerischen Partnerorganisationen des HRP – ENSI, PSI, Kernkraftwerksbetreiber – tauschen die Information zum und ihre Bedürfnisse an das Programm im Rahmen eines nationalen Komitees aus. Über ihre Vertreter in den HRP-Gremien Halden Programme Group (verantwortlich für die technisch-wissenschaftliche Steuerung des Programms) und Halden Board of Management (verantwortlich für die Aufsicht und Strategie des Programms) speisen sie diese Bedürfnisse ins Projekt ein. Das ENSI hat Einsitz im Board of Management und stellte 2010 dessen Vorsitzenden, die schweizerischen Kernkraftwerke und das PSI haben je einen Vertreter in der Programme Group. Die Arbeiten im hier beschriebenen Projektbereich führen zu grundlegenden Erkenntnissen über die Eigenschaften und das Verhalten von Leichtwasserreaktor-Brennstoffen und -Materialien, die lange Zeit im Re-

aktor im Einsatz sind. Dazu gehören auch Versuche, in denen Kernbrennstoffe schnell wechselnde Druck- und Temperaturbedingungen durchlaufen, wie sie in Reaktoren bei so genannten Transienten auftreten, beispielsweise in Folge eines Kühlmittelverlust-Störfalls. Bei den Kernbrennstoff-Experimenten werden Brennstabsegmente in instrumentierte Versuchsanordnungen eingesetzt und im Halden-Reaktor weiter bestrahlt. Die Brennstabsegmente können während der Bestrahlung beispielsweise Druck- und Temperaturänderungen ausgesetzt werden, und die Reaktion des Brennstoffs und Hüllrohrs auf diese Änderungen wird laufend sowie im Anschluss an den Versuch mittels Nachbestrahlungsexperimenten analysiert.

Die Berichterstattung über die Arbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation findet sich im Kapitel 1.4.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden 13 experimentelle Kernbrennstoff-Anordnungen bestrahlt, zumeist in so genannten Loop Systems, in denen die thermohydraulischen Bedingungen von Leichtwasserreaktoren simuliert werden. Bei den Experimenten wurden Brennstofftypen mit geringem bis hohem Abbrand untersucht. Im Zentrum standen die Messung von Kenngrößen der keramischen Brennstoffe, vorab Uranoxide mit Additiven wie Gadoliniumoxid und Chromoxid, unter Betriebs- und Störfallbedingungen. Mehrere Experimente wer-

den mit bereits in kommerziellen Kernreaktoren bestrahlten Brennstoff- oder Materialproben durchgeführt. Gemessen werden in der Regel Temperaturverlauf, Brennstab-Innendruck, Brennstabverformung sowie Korrosion und Risswachstum unter repräsentativen thermohydraulischen und wasserchemischen Bedingungen. Dank ausgeklügelter Instrumentierung können beim Brennstoff auch Daten zur Schwellung und Verdichtung, thermischen Leitfähigkeit und Spaltgas-Freisetzung gewonnen werden.

Die Versuche an Hochabbrand-Brennstoffen aus kommerziellen Reaktoren unter Bedingungen, wie sie bei einem Kühlmittelverlust-Störfall auftreten, wurden mit einem Test an Druckwasserreaktor-Brennstoff (Abbrand 61 MWd/kgU) weiter geführt. Dabei wurde nach moderatem Aufblähen (Ballooning) ein Brennstabversagen bei 760 °C registriert. Ein analoger Versuch mit WWER-Brennstabsegmenten führte zum Versagen bei 840 °C. In beiden Fällen gab es nur wenig Austritt von Brennstoff aus dem Brennstab. In Zusammenarbeit mit dem PSI wurden zwei Experimente mit Modellrechnungen vorbereitet, mit denen das Verhalten von Siedewasserreaktor-Brennstoff mit hohem Abbrand während der Aufblähphase dieses Störfalles untersucht werden soll. Der bestrahlte Brennstoff wurde von einem Schweizer Kraftwerk zur Verfügung gestellt.

Ein Experiment zum athermischen Kriechen von Uranoxid-Brennstoff wurde mit kommerziellen, chromdotierten Brennstofftabletten (Pellets) mit 4,7 % Anreicherung gestartet. Hier erhofft man sich neue Daten, um die Modelle zur Interaktion der Brennstofftablette mit dem Hüllrohr zu verfeinern. Eine Studie zur Korrosion und Hydridbildung in Brennstoff-Hüllrohren von Druckwasserreaktoren wurde im Juli des Berichtsjahres gestartet mit dem Ziel, das diesbezügliche Verhalten moderner Zirkalloy-Legierungen (Zirlo, M5, MDA) unter aggressiven Bedingungen (hohe Leistung, erhöhter pH, Lithiumgehalt 10 ppm) zu vergleichen.

Im Rahmen des Langzeitbetriebsprogramms laufen mehrere Versuche zu Alterungsmechanismen bei Strukturmaterialien von Druck- und Siedewasserreaktoren. In einem Anfang 2010 gestarteten Experiment werden Proben unter simulierten Druckwassereaktor-Bedingungen bei 325 °C einer definierten Spannung ausgesetzt und die Risswachstumsraten gemessen. Ein Versuch zur Spannungsrelaxation beinhaltet 30 Proben aus verschiedenen Legierungen. Hier zeigte sich unter anderem, dass länger bestrahlte Proben deutlich weniger resistent gegenüber Kriechen bzw. Spannungsrelaxation sind.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Charakterisierung von Kernbrennstoffen und Materialien aus dem Reaktor unter Bestrahlung ist eine Kernkompetenz des HRP. Es verfügt über eine weltweit einzigartige Erfahrung bei der Auslegung und Instrumentierung von Experimenten wie auch bei der Interpretation der Messwerte. Die Resultate fließen in Sicherheitsanalysen ein und dienen als Grundlage für die Validierung der von Brennstoffherstellern und Forschungslaboratorien benutzten Rechenmodelle zum thermomechanischen Verhalten von Brennstoffen mit unterschiedlichen Abbränden. Die Daten zur Spannungsrissskorrosion von Reaktormaterialien geben Hinweise auf die Materialalterung und die Anforderungen an die Alterungsüberwachung.

Mit dem Engagement des ENSI, des PSI und der Schweizer Kernkraftwerke beim HRP gewinnt die Schweiz neue Erkenntnisse im Bereich Brennstoff- und Material-sicherheit und kann ihre eigene Kompetenz auf diesem Gebiet verstärken. Konkret ist das PSI bei folgenden Versuchen im Bereich Brennstoff- und Materialverhalten beteiligt: Detailuntersuchungen des Inertmatrix-Brennstoffs (Halden-Experiment IFA-651 IMF/MOX); Modellierung des Stabverhaltens in den Experimenten durch STARS/LRS (Halden-Experiment IFA-650 LOCA); Korrosionstest von Druckwasserreaktor-Hüllrohren – der Grenzbereich der Korrosionsschicht von Proben aus dem Versuch soll mit einer im PSI entwickelten Technik charakterisiert werden (Halden-Experiment IFA-636).

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Neu vorgeschlagene Versuche und Messungen werden von der Halden Programme Group beurteilt und durch Arbeiten in den Partnerländern des Projekts sowie durch Brennstofflieferungen aus Kernkraftwerken unterstützt. Die Steuerung durch das Dreieck Board of Management, Programme Group und Projektleitung ist konsens- und resultatorientiert. Insgesamt wird das HRP dem Ruf als Vorzeigeforschungsprojekt der NEA gerecht.

Im Berichtsjahr wurde das Forschungsprogramm für die kommende Dreijahresperiode 2012–14 aufgegleist. Die Projektleitung besuchte alle Mitgliedsstaaten und diskutierte das Programm mit den beteiligten Organisationen. In der Schweiz fand hierzu am 23. November 2010 unter Leitung des ENSI ein eintägiges Kolloquium am PSI statt. Die Mitgliedsländer füllten zudem Fragebogen zu ihren Präferenzen hinsichtlich der vorgeschlagenen Projekte aus. Auf dieser Basis wird das HRP das

Programm bis zur nächsten Sitzung des Board of Management im Mai/Juni 2011 finalisieren. Bereits an der letzten Sitzung vom 10. Dezember 2010 bestätigten alle Mitglieder des Board als Vertreter ihrer Länder, dass sie sich weiterhin am HRP beteiligen wollen.

1.1.2. OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

Auftragnehmer: Studsvik, Schweden
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel

Einleitung

Der nukleare Brennstoff wird in Form kleiner Zylinder von ca. 8 bis 9 mm Durchmesser (Tabletten, englisch Pellets) in Hüllrohre eingefüllt, die zu Brennelementen zusammengesetzt werden. Damit keine radioaktiven Spaltprodukte in den Primärkreislauf freigesetzt werden, muss die Integrität der Hüllrohre den vielfältigen Belastungen standhalten. Das ENSI unterstützt seit Mitte des Jahres 2009 das seit 2004 laufende Projekt Studsvik Cladding Integrity Project SCIP der OECD, an dem 25 Organisationen beteiligt sind. Das Projekt befasst sich mit Schädigungsmechanismen, die in den aus Zirkoniumlegierungen bestehenden Hüllrohren – auch unter Einbeziehung des Pelleteinflusses – ablaufen können. Im SCIP-Projekt werden Materialversuche und -modellierungen bei Studsvik in Schweden und Leistungsrampenversuche am Halden-Reaktor in Norwegen durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projektphase SCIP-II läuft seit Mitte 2009. Nach einer Planungsphase bis Ende 2009 wurden im Jahr 2010 folgende Themen behandelt:

- Bei Leistungsrampen kann es durch die mechanische Interaktion zwischen Pellet und Hüllrohr (Pellet Cladding Mechanical Interaction PCMI) zu Schädigungen des Hüllrohrs kommen. Zwei Leistungsrampen mit Brennstoff der Firma Global Nuclear Fuel (GNF) wurden ausgewertet. Dabei handelte es sich um ein Standardpellet (Gs) und ein mit Aluminium und Silizium (Al+Si) dotiertes Pellet (Ga). Wesentliche Unterschiede des Ga waren die deutlich kleinere Spaltgasfreisetzung, die kleineren intermetallischen Ausscheidungen im Pelletzentrum (durch eine tiefere Brennstofftemperatur), eine geringere Porosität und ein grösseres Korn.
- Die Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr bei

Anwesenheit gasförmiger Spaltprodukte (Spannungsrisskorrosion, Pellet Cladding Interaction PCI) kann ebenfalls zu Schädigungen des Hüllrohrs führen. Untersuchungen an der Probe Ga zeigten, dass die Cäsium-Konzentration am Pelletrand konstant, dagegen in der Pelletmitte grösser ist und dort stark fluktuiert. Metallische Ausscheidungen (Molybdän, Ruthenium) sind sehr klein ($< 1 \mu\text{m}$) und häufiger im Pelletzentrum vorzufinden. (Al+Si)-Agglomerate sind über den gesamten Pelletquerschnitt verteilt, insbesondere sind sie häufig auf Korngrenzen zu finden. Im Pelletzentrum tritt (Al+Si) oft in Verbindung mit Cäsium auf, was ein Hinweis darauf ist, dass die (Al+Si)-Agglomerate das Cäsium binden.

- Durch von aussen eindiffundierten Wasserstoff können Hüllrohr-Schwächungen (Hydrogen Embrittlement HE und Delayed Hydride Cracking DHC) induziert werden. Als Versuchsanordnung dient ein so genannter Coin Set-up. Eine flache Scheibe (Coin) mit dem Durchmesser des Hüllrohrinnendurchmessers befindet sich in einem zweiteiligen Mantelrohr, das sich wiederum innerhalb eines Hüllrohrs befindet. Durch Auseinanderziehen der zwei Mantelrohrteile erfährt das Hüllrohr lokale Spannungen an den zwei Kontaktpunkten zum Coin. Der Versuchsaufbau wurde fertig gestellt. Es gab wesentliche Fortschritte bei der 2D- und 3D-Modellierung des Versuchsaufbaus. Die 2D-Modellierung bietet eine hohe Genauigkeit und eine deutlich geringere Rechenzeit, kann aber die Modellierung von Biegemomenten nicht berücksichtigen. Proben für die Untersuchung des Einflusses von Hydriden auf das Kriechverhalten wurden vorbereitet: Acht unbestrahlte Hüllrohre wurden vorhydriert. Weiterhin wurden zwei unbestrahlte und unbehandelte Hüllrohre vorbereitet sowie vier bestrahlte Hüllrohre. Die Testeinrichtungen wurden kalibriert, und die ersten Kriechversuche laufen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Hüllrohr bildet eine wichtige Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Der Projektplan von SCIP-II ist auch vor dem Hintergrund des in den letzten Jahren gesteigerten Brennstoff-Abbrands in den Kernkraftwerken zu sehen. Dabei wird stärker angereicherter Brennstoff verwendet und dieser besser ausgenutzt, wobei die Brennelemente länger im Reaktor ver-

bleiben. Gleichzeitig wurden auch die Hüllrohr-Materialien laufend verbessert. Das Projekt SCIP soll dazu beitragen, mit der stärkeren Beanspruchung der Hüllrohre zusammenhängende Sicherheitsfragen zu klären.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das Projekt verläuft bisher innerhalb des geplanten Zeitrahmens. Im Jahr 2011 sollen weitere Rampenversuche sowie mechanische Tests und Experimente durchgeführt werden. Änderungen in der Testmatrix hängen von den Resultaten der weiteren Versuche ab.

1.1.3. OECD CABRI Waterloop Project

Auftragnehmer: OECD-NEA und IRSN

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel

Einleitung

Im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasser- oder Siedewasser-Reaktoren (DWR bzw. SWR) werden auch postulierte Störfälle untersucht, bei denen der Reaktor durch schnelle unkontrollierte Bewegung eines Steuerelements bzw. Steuerstabs kurzzeitig überkritisch wird. Auslösende Ereignisse für solche Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA) sind der postulierte Bruch des Stützens eines Steuerelementantriebs (DWR) bzw. das Entkuppeln eines Steuerstabs von seinem Antrieb (SWR). Der damit verbundene Auswurf des Steuerelements bzw. das Herabfallen des Steuerstabs führt zu einem Leistungsanstieg in den benachbarten Brennstäben. Durch Einhaltung spezieller Sicherheitskriterien wird das Ausmass möglicher Brennstabschäden derart begrenzt, dass der Reaktorkern kühlbar bleibt. Die allgemeine Tendenz zur Steigerung der Brennstoffabbrände und die Verwendung weiterentwickelter Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien macht eine Absicherung der Sicherheitskriterien in den Teilnehmerländern notwendig.

Das CABRI International Project (CIP) wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und dem französischen Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) getragen. In diesem Projekt sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Brennstabsegmenten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Kernreaktoren durchgeführt werden. Zu diesem Zweck wurde die bisher mit Natrium gekühlte Testschleife des CABRI-Reaktors auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop, CWL), damit die Versuchsanordnung den in Leichtwasserreaktoren vorhan-

denen Betriebs- und Störfallbedingungen besser entspricht. Bevor Versuche im Reaktor durchgeführt werden können, sind aber noch Anpassungen und Überprüfungen der Anlage sowie Testvorbereitungen nötig. Das CIP-Projekt stützt sich auch auf Einzeleffekt-Tests im Rahmen des Versuchsprogramms PROMETRA. Mit diesen wird vom Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) in Saclay, Frankreich, das mechanische Verhalten bestrahlter Hüllrohrproben bei den für RIA typischen hohen Dehnungsraten untersucht.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2010 wurden folgende Projektziele erreicht resp. auf Grund neuer Anforderungen modifiziert:

- Die seismischen Nachrüstungen des Reaktorgebäudes wurden abgeschlossen.
- Die Handhabungseinrichtungen für den Probentransfer wurden fertig gestellt und erfolgreich getestet.
- Vorausberechnungen der Versuche an hochabgebrannten Testsegmenten zeigten, dass eine Siedekrise für einen Teil der Versuche wahrscheinlich ist, das heisst ein kritischer Siedezustand, bei dem die Hüllrohre nicht mehr mit Wasser benetzt sind. Der Wärmeübergang nimmt dabei ab, worauf die Hüllrohrtemperatur stark ansteigt. Zudem hängt die Hüllrohrdehnung stark vom axialen Gasstrom im Brennstabsegment ab.
- Die Testmatrix wurde geändert, um die technische und wissenschaftliche Relevanz zu erhöhen. Beispielsweise soll eine Probe mit Zirlo-Hüllrohr durch eine äquivalente Probe mit optimiertem Zirlo-Hüllrohr ersetzt werden.
- Vorausberechnungen zeigten, dass eine Mischung aus Argon und Helium als Füllgas bei der Probenpräparation eine deutlich genauere Bestimmung der Heliumfreisetzung während des Versuchs zulässt.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die vom ENSI im Jahre 2004 festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in schweizerischen Kernkraftwerken bedürfen der weiteren experimentellen Absicherung. Dies betrifft vor allem die Kriterien für Mischoxid-Brennstoff (MOX) und diejenigen für Uranoxid-Brennstoff unter Siedewasserreaktor-Bedingungen. Bestätigt wurde dies in einem OECD-NEA-Workshop, der zu diesem Thema im September 2009 in Paris stattfand. Der CABRI-Reaktor ist neben dem Forschungsreaktor NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) in Japan weltweit die einzige Anlage, an der das Brennstoffverhalten

bei schnellen Reaktivitätsstürzen in Leichtwasserreaktoren realitätsnah simuliert werden kann. Es besteht eine Kooperation mit dem ALPS-Programm (Advanced LWR Fuel Performance and Safety Research Program) am NSRR, die einen Datenaustausch und eine Versuchsstimmung zwischen beiden Projekten ermöglicht.

Die Versuchsergebnisse des CIP werden es erlauben, die Störfallphänomene in den verschiedenen Berechnungsprogrammen (z. B. FALCON, welches vom PSI verwendet wird, vgl. das Projekt STARS) genauer zu modellieren. Damit können die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstürze überprüft und nötigenfalls verbessert werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Umbauarbeiten haben sich als umfangreicher erwiesen als ursprünglich angenommen. Der erste RIA-Test ist nun für Anfang 2012 geplant. Durch die zahlreichen Neuentwicklungen auf dem Brennstoff- und Hüllrohrgebiet wird die Testmatrix weiteren Veränderungen unterworfen sein, um den Informationsgewinn aus den aufwändigen Versuchen weiter zu optimieren. Das ENSI wird in dem nächsten Treffen der Technical Advisory Group darauf dringen, dass die ursprünglich geplanten Bersttests an KKL-Brennstabsegmenten im Rahmen des PROMETRA-Programms durchgeführt werden.

1.1.4. KORA-II – Korrosionsrisswachstum in austenitischen Strukturwerkstoffen

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Klaus Germerdonk
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

KORA beschäftigt sich mit den Schädigungsmechanismen der Spannungs- und Schwingrisskorrosion. Spannungsrisskorrosion kann auftreten, wenn ungünstige Bedingungen für mechanische Belastung, Wasserchemie und Werkstoffzustand zusammenkommen. In diesen Fällen können dann relativ lange, verzweigte Risse entstehen. Schwingrisskorrosion ist eine spezielle Form des umgebungsbedingten Risswachstums, in der mechanische Belastungen zyklisch auftreten.

Als Fortsetzung von KORA-I wurde das Projekt KORA-II mit einer Laufzeit von drei Jahren gestartet. Damit wird die im PSI aufgebaute komplexe Messtechnik (Materialproben in Autoklaven unter simulierten Kraftwerks-

bedingungen für Wasserchemie und mechanische Belastung) sowie die wissenschaftliche Kompetenz auf dem Gebiet der Spannungs- und Schwingrisskorrosion für weitere aktuelle Fragestellungen genutzt. Das Projekt KORA-II gliedert sich in drei Teilprojekte, die wesentliche Fragestellungen zum Korrosionsrisswachstum in austenitischen Behälter- und Rohrleitungs-Stählen behandeln.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt I: Schwingrisskorrosion in austenitischen Stählen

Im Jahre 2010 wurden zwei neu konzipierte Prüfstände in Betrieb genommen. Die neuen Prüfstände sind für die Durchführung von Versuchen an durchströmten Hohlproben unter komplexen thermomechanischen Belastungen (TMF) ausgelegt. Dazu wurden mechanische Prüfstände (100 kN) mit Induktionsheizung und moderner Regelungstechnik für Druck, Temperatur und Probendehnung ausgerüstet. Mit dieser Versuchsanordnung ist es jetzt möglich, spezielle Untersuchungen zur Schwingrisskorrosion unter Umgebungs- und Lastbedingungen durchzuführen, die den tatsächlichen Verhältnissen an Komponenten im Kernkraftwerk sehr nahe kommen. Dazu gehören insbesondere last- und dehnungskontrollierte Versuche mit kleiner Dehnamplitude, die mit Temperaturwechseln der durch die Proben strömenden Flüssigkeit überlagert werden. Nach erfolgreicher Inbetriebnahme konnten 2010 entsprechend der Projektplanung erste Versuche mit den neuen Prüfständen durchgeführt werden.



Figur 2: Anlage zur Untersuchung von durchströmten Hohlproben im PSI-Labor für nukleare Materialien. Die Probe (Specimen) wird von unten nach oben durchströmt und gleichzeitig mechanisch belastet (Quelle: PSI).

In weiteren Experimenten zum Einfluss des Umgebungsmediums auf die Schwingrisskorrosion wurden die Untersuchungen zum Effekt der Haltezeiten auf die Rissinitiierung und das Risswachstum fortgeführt. Dazu wurden relativ lange Phasen konstanter Belastung im Anschluss an eine Folge schnell ablaufender Änderungen der Einsatzbedingungen nachgefahren, wie sie im typischen Kraftwerksbetrieb oft auftreten. Die bisherigen Ergebnisse zeigen keinen wesentlichen Einfluss der Haltezeiten auf die technische Rissausbreitungs-Geschwindigkeit unter den typischen Wasserchemie-Bedingungen für Siede- und Druckwasserreaktoren.

Teilprojekt II: Spannungsrissskorrosion in Mischnähten

Ein weiterer Schwerpunkt des neuen Projekts sind Untersuchungen zur Spannungsrissskorrosion an Mischnähten. Diese Schweissnähte stellen eine Kombination einer Nickelbasislegierung, hier Inconel-182, mit einem niedriglegierten ferritischen Stahl dar. Es wurden Testplatten mit einer Schweissverbindung aus Inconel-182 nach Anforderungen gemäss kerntechnischem Regelwerk hergestellt. Daraus wurden spezielle Probekörper entnommen, in die realitätsnahe Spannungsrissskorrosionsrisse eingebracht wurden.

An den im Rahmen von KORA-II erstellten Referenzkörpern wurden bereits verschiedene zerstörungsfreie Untersuchungen durchgeführt, um die eingebrachten Risse möglichst genau zu charakterisieren. Die neuen Referenzkörper mit realitätsnahen Fehlern sollen dazu beitragen, die zerstörungsfreie Prüftechnik weiter zu entwickeln. Sie sind für das neue internationale Projekt PARENT unter der Federführung der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC vorgesehen (siehe Bericht PARENT).

Die Untersuchungen zum Ausbreitungsverhalten von Spannungsrissskorrosionsrissen im Grenzbereich zwischen dem Schweissmaterial Inconel-182 und dem ferritischen Stahl des Reaktordruckbehälters (RDB) sind weiter fortgesetzt worden. Untersuchungsschwerpunkte sind die Charakterisierung des Rissausbreitungsverhaltens bei hohen Beanspruchungen sowie Analysen zum Einfluss des Schwefelgehalts des ferritischen RDB-Stahls sowie sehr geringer Chloridkontaminationen im Wasser des Primärkreislaufs. Es wurde gezeigt, dass unter den Bedingungen der Normalwasserchemie für Siedewasserreaktoren bereits sehr geringe Chloridkonzentrationen ausreichen können, um eine Rissverlängerung aus dem Inconel-182 in das ferritische Grundmaterial zu ermöglichen. Unter den Be-

dingungen der Wasserstoffchemiefahrweise, die heute in den schweizerischen Siedewasserreaktoren angewendet wird, ist Risswachstum aus dem Inconel-182-Schweissgut in den Behälterwerkstoff hinein nicht beobachtet worden.

Teilprojekt III: Initiierung von Spannungs-korrosionsrissen in rostfreien und niedrig legierten Stählen

In weiteren Experimenten wurde die Rissinitiierung von Spannungsrissskorrosionsrissen in ferritischen Stählen untersucht. Gemessen wurde in diesem Teilprojekt der Einfluss unterschiedlicher Chloridkonzentration auf die Korrosionsrisanfälligkeit für einen ausgewählten Reaktorstahl. Dabei kam auch die im Rahmen des KORA-Projektes optimierte Methode des elektrochemischen Rauschens zum Einsatz.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt KORA-II leistet einen Beitrag zu aktuellen Fragenstellungen von Rissinitiierung und -wachstum unter realitätsnahen Wasserchemie- und Lastbedingungen in den Kernkraftwerken. Die bisherigen Laboruntersuchungen zeigen, dass für bestimmte Einsatzbedingungen der Einfluss des Kühlmittels bei der Integritätsbewertung von Rohrleitungen und Behältern zu berücksichtigen ist. In der Praxis sind jedoch in den Kernkraftwerken bisher keine Schäden bekannt, die ausschliesslich auf Schwingrisskorrosion zurückzuführen sind. Dennoch bleibt der Umgebungseinfluss bei der Ermüdung austenitischer Reaktorstähle ein aktuelles Thema, insbesondere im Zusammenhang mit dem Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken.

Auf Grund früherer und aktueller Schadensfälle in ausländischen Kernkraftwerken an Inconel-182-Mischnähten besteht weiterhin ein besonderes Interesse daran, die Einflussgrössen zum Ausbreitungsverhalten dieser Risse möglichst genau zu bestimmen. Auch der Aspekt der zerstörungsfreien Prüftechnik an diesen Rissen ist von Wichtigkeit. Mit den jetzt gefertigten neuen Referenzproben kann ein Beitrag zur Optimierung der Prüftechnik geleistet werden.

Einige Ergebnisse des Forschungsprojekts KORA-II sind auch in die ENSI-Richtlinie zur Alterungsüberwachung ENSI-B01 eingeflossen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im zweiten Berichtsjahr des KORA-II-Projekts wurden für die drei Teilprojekte experimentelle Weiterentwick-

lungen geplant und umgesetzt. Ein Schwerpunkt für das dritte Projektjahr besteht in der experimentellen Absicherung des Einflusses von sehr tiefen Chloridkonzentrationen auf die Spannungsrisskorrosion. Die Ergebnisse sollen anschliessend den entsprechenden Anforderungen in den bestehenden Regelwerken gegenübergestellt werden. Eine Besonderheit von KORA-II besteht in der Anbindung an ein Projekt, das mittels verbesserter zerstörungsfreier Prüfung die Detektion und Charakterisierung der umgebungsinduzierten Risse untersucht (siehe Bericht zum Projekt PARENT).

1.1.5. PARENT – Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques

Auftragnehmer: Internationales Forschungsprojekt unter der Federführung der U.S.NRC (amerikanische Aufsichtsbehörde)

ENSI-Projektbegleiter: Klaus Germerdonk

Einleitung

PARENT beschäftigt sich mit den Anforderungen an moderne zerstörungsfreie Methoden zur Erkennung von betriebsbedingten Rissen. Insbesondere Spannungs- und Schwingrisskorrosion an Mischnähten aus Nickelbasislegierungen stellen hohe Anforderungen an die Prüftechnik. Die Erfahrung zeigt, dass solche Risse zwar gefunden werden können, aber eine konservative Bestimmung der maximalen Risttiefe schwierig ist.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das im letzten Jahr abgeschlossene internationale Projekt PINC (Program for the Inspection of Nickel Alloy Components) untersuchte die Leistungsfähigkeit der verfügbaren modernen Prüftechnik für diese Aufgabenstellung. Im Nachfolgeprojekt PARENT sollen die offenen Fragen aus dem PINC-Projekt weiter bearbeitet werden. Von besonderem Interesse ist die Methodik zur Risttiefenbestimmung für geometrisch komplexe Prüfsituationen. Dazu sind so genannte Round-Robin-Versuche, also vergleichende Versuche mehrerer Labors, an speziellen Prüfkörpern mit realitätsgerechten Rissen geplant. An diesen Prüfkörpern sollen auch neuartige Techniken aus Universitäten und Forschungseinrichtungen evaluiert werden.

Im Jahr 2010 hat eine Startsituation für das Projekt PARENT stattgefunden. Am Projekt wollen sich Aufsichts-

behörden, Betreiber und Forschungseinrichtungen aus den USA, Korea, Japan, Schweden, Finnland und der Schweiz beteiligen. An einem ersten Projekttreffen wurden auch die verfügbaren Testkörper gesichtet und die Durchführung der Round-Robin-Versuche vorbereitet. Das ENSI hat mit dem PSI, der Firma ALSTOM (Schweiz) und dem Schweizerischen Verein für technische Inspektionen (SVTI) eine Schweizer Beteiligung abgestimmt. Als wesentlicher Schweizer Beitrag für das Projekt PARENT sind die Testkörper aus dem Projekt KORA-II vorgesehen (siehe den entsprechenden Bericht). Auch eine Schweizer Teilnahme an den Round-Robin-Versuchen ist geplant.

Im Jahr 2010 wurden vom PSI erste Referenzprobenkörper mit realitätsnahen Spannungskorrosionsrissen in Mischnähten aus Inconel-182 hergestellt. Die sehr zeitaufwändigen Versuche dafür wurden unter typischen Wasserchemiebedingungen von Siede- und Druckwasserreaktoren durchgeführt. Die Versuche wurden abgebrochen, sobald der Riss auf eine gewünschte Grösse in der Referenzprobe gewachsen war.

An den zur Verfügung stehenden Referenzproben wurden bereits verschiedene zerstörungsfreie Untersuchungen durchgeführt, um die eingebrachten Risse möglichst genau zu charakterisieren. Ziel ist dabei insbesondere die Bestimmung der maximalen Risttiefe, die für die weitere Verwendung der Probekörper bei den Round-Robin-Versuchen erforderlich ist. Dazu wurden verschiedene moderne Ultraschallverfahren sowie eine Röntgentomographie eingesetzt. Mit einer speziellen Ultraschall-Tauchtechnik konnte der Rissverlauf in den Referenzproben abgeschätzt werden. Die durchgeführte Röntgentomographie lieferte ebenfalls plausible Ergebnisse. Eine Validierung und ein Vergleich der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechniken sind nach dem Aufbrechen einer Probe vorgesehen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Auf Grund aktueller Schadensfälle in ausländischen Kernkraftwerken an Inconel-182-Mischnähten besteht ein besonderes Interesse an einer robusten Prüftechnik für diese Aufgabenstellung. Auch aus dem geplanten Langzeitbetrieb können sich mögliche neue Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechnik ergeben. Das Projekt PARENT soll einen Beitrag zu diesen aktuellen Fragenstellungen leisten und zu einer Weiterentwicklung und Optimierung der Prüftechnik beitragen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Der Projektplan für PARENT wird im Jahre 2011 im Detail festgelegt. Dazu werden die für das PARENT-Projekt zur Verfügung stehenden Prüfkörper gesichtet und ausgewählt. Weiterhin erfolgt die Auswahl der Prüffirmen und Forschungseinrichtungen für die geplanten zerstörungsfreien Messungen.

1.1.6. NORA – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiterin: Heike Glasbrenner
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren werden massgeblich durch die Strukturintegrität des Reaktordruckbehälters (RDB) und der Hauptkühlmittelleitungen bestimmt. Die weltweite Betriebserfahrung von Siedewasserreaktoren (SWR) zeigt, dass sich während des Reaktorbetriebs bei ungünstigen Randbedingungen unter dem Einfluss des Reaktorkühlmit-

tels und der thermomechanischen Betriebsbeanspruchungen sowie von Eigenspannungen Korrosionsrisse in druckführenden Primärkreislaufkomponenten bilden und ausbreiten können. Gleichzeitig kann sich die Bruchzähigkeit des Materials unter dem Einfluss der Neutronen-Bestrahlung, des Reaktorkühlmittels und der langen Betriebsdauer bei erhöhten Temperaturen mit zunehmendem Anlagenalter verringern.

Um die Anfälligkeit gegenüber Risskorrosion in Reaktoreinbauten und Rohrleitungen zu verringern, wird in beiden Siedewasserreaktoren der Schweiz die so genannte NobleChem™-Technologie eingesetzt. Ohne die negativen Nebenwirkungen der klassischen Wasserstoffchemie-Fahrweise kann hierdurch das elektrochemische Potenzial an den Stahloberflächen mit einem deutlich geringeren Wasserstoffgehalt im Reaktorwasser reduziert werden. Platin (Pt) wird in kleinsten Mengen beim On-Line-NobleChem™-(OLNC)-Verfahren während des Vollastbetriebs über einen zuvor festgelegten Zeitraum ins Reaktorwasser zudosiert. Es soll sich dann auf allen Oberflächen, die mit dem Reaktorwasser in Kontakt stehen, fein verteilt niederschlagen. Diese Edelmetall-Partikel wirken als Katalysator für die Rekombination von Sauerstoff und Wasserstoffperoxid



Figur 3: Blick auf die Anlage des Hochtemperaturkreislaufs im PSI-Labor für nukleare Materialien (Quelle: PSI).

mit Wasserstoff zu Wasser. Das Verfahren wurde von General Electric (heute GE-Hitachi) entwickelt. Weltweit wird es gegenwärtig bereits in vielen Siedewasserreaktoren angewendet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die für das Berichtsjahr vorgesehenen Projektziele wie der Beginn einer Literaturstudie, Planung und Konstruktion eines Hochtemperaturkreislaufs mit geeigneten Probehaltern und Einbau von Proben in den KKL-Kreislauf konnten für das Teilprojekt SP 1 «Experimentelle Untersuchungen des Ablagerungsverhalten von Pt unter simulierten SWR-Bedingungen und in einem SWR» erreicht werden. Es war geplant, für das Teilprojekt SP 2 «Entwicklung einer zerstörungsfreien Charakterisierungsmethode für Pt-Ablagerungen auf Reaktorkomponenten und chemische sowie mikroskopische Analytik» ab Mitte Jahr 2010 einen Post-Doc einzustellen, was dem PSI aber leider nicht gelungen ist. Deshalb müssen diese Projektziele ins nächste Jahr verschoben werden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Wirksamkeit der NobleChem™-Technologie in Kraftwerken ist noch nicht vollumfänglich nachgewiesen und verstanden. Untersuchungen zur Risskorrosion zeigten, dass bei einem stöchiometrischen Wasserstoffüberschuss und einer ausreichenden Oberflächenbedeckung mit extrem fein verteilten Pt-Partikeln die Anfälligkeit gegenüber Risskorrosion deutlich reduziert werden kann. Jedoch ist sehr wenig über das Ablagerungs- und Verteilungsverhalten sowie die Haftfähigkeit dieser Pt-Partikel unter Strömungsverhältnissen, wie sie im Reaktor herrschen, bekannt. Deshalb befasst sich das Projekt NORA intensiv mit dem Ablagerungsverhalten von Pt. Dies geschieht unter simulierten SWR-Bedingungen im dafür konzipierten PSI-Kreislauf und in einem realen SWR sowie mit der Entwicklung einer zerstörungsfreien Technik, um Pt-Partikel auf verschiedenen Komponenten im Reaktor charakterisieren zu können.

Diese Arbeiten des PSI sind für die Aufsicht enorm wichtig, da das ENSI von einem unabhängigen Forschungslabor Ergebnisse zu OLNC erhält, auf Grund derer es sich eine eigene Meinung bilden kann. Da mittlerweile die KKW Mühleberg und Leibstadt die OLNC-Fahrweise anwenden, ist es umso wichtiger, alle davon betroffenen Fachbereiche zu verstehen. Das Projekt NORA kann dazu massgeblich beitragen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Beim Teilprojekt SP 1 ist für 2011 geplant, im PSI-Kreislauf Proben unter Zugabe von Pt auszulagern und anschliessend zu analysieren. Des Weiteren werden Proben, die im Kreislauf des KKW Leibstadt exponiert wurden, ausgebaut und am PSI nachuntersucht werden.

Im Februar 2011 wird der für das Teilprojekt SP 2 zuständige Post-Doc seine Arbeit am PSI mit einer Literaturrecherche und mit der mikroskopischen sowie chemischen Analyse von ausgelagerten Proben beginnen. Ferner startet die Entwicklung einer zerstörungsfreien Prüftechnik, mit der das Ablagerungsverhalten von Pt in Zukunft auch auf Anlagenkomponenten untersucht werden kann. Diese Prüftechnik soll zunächst an inaktiven Proben, die im PSI-Kreislauf ausgelagert wurden, getestet werden. Die Literaturrecherche soll 2011 abgeschlossen werden.

1.1.7. PISA – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Klaus Germerdonk

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Als Voraussetzung für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke ist nachzuweisen, dass für Laufzeiten über 40 Jahre hinaus die Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) für Normalbetrieb, Betriebsstörungen und postulierte Auslegungsfälle gewährleistet bleibt. Im Jahr 2009 wurde das neue Projekt PISA begonnen, das den Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Sprödbruch-Sicherheitsnachweise des RDB untersuchen soll. Daraus abgeleitet werden erweiterte Messungen und Modellberechnungen zur Strukturintegrität des RDB unter Langzeitbedingungen durchgeführt. Dabei ist dem ENSI besonders auch die Einbindung der Arbeiten in internationale Projekte wichtig.

Das Projekt beinhaltet folgende Teilthemen:

- Untersuchungen zu fortschrittlichen zerstörungsfreien Messmethoden mit dem Ziel, den Versprödungsgrad des RDB-Materials an Materialproben zerstörungsfrei zu bestimmen,
- Erstellen einer Literaturstudie zum aktuellen Kenntnisstand der Schädigungsmechanismen und Modelle der mikrostrukturellen Vorgänge bei Neutronenbestrahlung von RDB-Stählen,
- Untersuchungen von probabilistischen Methoden, die

im Rahmen der Sprödbruch-Sicherheitsnachweise und anderer Nachweise des RDB eingesetzt werden können.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In Vorstudien wurde gezeigt, dass ein spezieller Zusammenhang zwischen dem thermoelektrischen Effekt (Seebeck-Koeffizient) und dem Versprödungsgrad des untersuchten RDB-Materials vorliegt. Daher wurde die Messung des Seebeck-Koeffizienten als aussichtsreiche Methode eingestuft, um an ausgebauten Surveillance-Proben (Kerbschlagbiegeproben) den Versprödungsgrad zerstörungsfrei bestimmen zu können. Durch die Arbeiten an diesem Teilprojekt sollen die Voraussetzungen für belastbare Messungen an realen Bestrahlungsproben geschaffen werden.

Im Berichtszeitraum wurde der Messaufbau am PSI weiter verbessert. Mögliche Störgrößen bei der Messaufnahme wurden durch eine Parameterstudie identifiziert und durch eine optimierte Prozedur für die Messwertaufnahme soweit wie möglich reduziert. Die verbesserte Technik führte zu einer deutlichen Verringerung der Streuung der Messwerte.

Es wurden weitere theoretische und praktische Untersuchungen zu den Einflussgrößen auf den Seebeck-Koeffizienten durchgeführt. Von besonderem Interesse ist der Einfluss der plastischen Verformung, da er für Messungen an bereits gebrochenen Kerbschlagbiegeproben zu berücksichtigen ist. Es konnte für eine ausgewählte Messreihe experimentell gezeigt werden, dass sich grundsätzlich ein Korrekturfaktor zur Kompensation unterschiedlicher plastischer Verformungsgrade bestimmen lässt. Die Wärmebehandlung hat ebenfalls erheblichen Einfluss auf den Seebeck-Koeffizienten. Auch dieser Effekt wurde experimentell untersucht.

Weiterhin wurde im Berichtszeitraum die Auswertung aktueller Veröffentlichungen zum Thema Sprödbruch-Sicherheitsnachweise des RDB fortgeführt und der aktuelle Kenntnisstand zu wichtigen Fragen zusammengestellt. Dazu gehören insbesondere die mikrostrukturellen Prozesse der Versprödung, der Einfluss bestimmter Legierungsbestandteile, der Größeneinfluss der Bestrahlungsproben sowie die Vorhersagemodelle zur Neutronenversprödung.

Das dritte Teilprojekt beschäftigt sich mit probabilistischen Methoden zur Sicherheits- und Integritätsbewertung des RDB. Dazu wurden zwei unterschiedliche Software-Lösungen untersucht. Im Berichtszeitraum wurden erste Modellrechnungen unter der Verwen-

dung von realistischen Parametern für Thermoschock-Störfallanalysen durchgeführt. Hintergrund sind postulierte Kühlmittelverlust-Störfälle, die zu relativ hohen mechanischen Belastungen des RDB führen können. Für die Berechnungen wurden kraftwerkstypische Materialkennwerte und Geometrieverhältnisse gewählt und Verteilungsfunktionen für die Eingangsgrößen definiert. Die Ergebnisse der ersten Modellrechnung liegen in Form von berechneten Wahrscheinlichkeiten für Rissinitiierung sowie ein späteres Bauteilversagen vor.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Strukturintegritätsnachweise des RDB unter Berücksichtigung der Werkstoffalterung sind insbesondere für den geplanten Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke sehr wichtig. Dabei ist eine Vielzahl von Einflussgrößen zu beachten. Neben den Aspekten der werkstoffkundlichen Alterung müssen auch die Nachweisgrenzen und Messunsicherheiten der eingesetzten zerstörungsfreien Messtechniken berücksichtigt werden. Das Projekt PISA soll zu diesem Thema einen Beitrag leisten. Als weiterer Aspekt ist zu beachten, dass mit diesem Projekt auch ein Kompetenzerhalt und Wissensaufbau (Forschung) auf dem Gebiet der Sprödbruch-Sicherheitsnachweise des RDB in der Schweiz sichergestellt wird.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im dritten Berichtsjahr des Projekts PISA werden die Arbeiten entsprechend Projektplan weitergeführt. Wichtige Erkenntnisse werden insbesondere von den geplanten Messungen des Seebeck-Koeffizienten an bereits gebrochenen Kerbschlagproben erwartet. Für diese Proben kann dann der gemessene Seebeck-Koeffizient mit der bereits bestimmten Kerbschlagzähigkeit verglichen werden.

Im Bereich der Strukturintegritätsnachweise ist vorgesehen, die Modellrechnung für Thermoschock-Störfall-szenarien weiter zu verbessern.

1.1.8. Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweissnähten

Auftragnehmer: Forschungszentrum Dresden-Rossendorf

ENSI-Projektbegleiter: Dietmar Kalkhof

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) ist eine grundlegende Voraussetzung für den sicheren und langfristigen Betrieb von Kernkraftwerken. Die Materialeigenschaften der RDB-Werkstoffe (Grundmaterial der Schmiederinge, Schweissmaterial) ändern sich mit zunehmendem Alter der Anlage. Insbesondere ist die Versprödung des Materials auf Grund der Neutronenbestrahlung zu bewerten. Zur Bewertung wird der Effekt genutzt, dass das niedriglegierte ferritische RDB-Material einen relativ steilen Temperaturübergang vom Zähbruch- zum Spröbruchverhalten aufweist. Dieser Übergang wird durch Referenztemperaturen beschrieben. Er verschiebt sich mit zunehmendem Alter der Anlage hin zu höheren Temperaturen. Ausgehend von den Referenztemperaturen werden untere Grenzkurven für die Bruchzähigkeit festgelegt. Für den zulässigen Druck-Temperatur-Bereich, der durch die untere Grenzkurve bestimmt ist, wird Spröbruchverhalten ausgeschlossen. Das vor ca. 40 Jahren entwickelte klassische Auswertungsverfahren beruht auf der Referenztemperatur RT_{NDT} und verwendet Daten aus dem Kerbschlagbiegeversuch für die Bestrahlungsprobensätze. Konservative Annahmen wurden getroffen, um eine grössen-unabhängige und damit auf Bauteile übertragbare Grenzkurve aus RT_{NDT} zu erhalten. Seit ca. 15 Jahren steht ein weiteres Auswerteverfahren zur Verfügung, das auf einer speziellen statistischen Auswertung von bruchmechanischen Messdaten basiert (Masterkurvenkonzept, Referenztemperatur T_0). Dieses Verfahren besitzt den Vorteil, mittels kleiner Bestrahlungsproben direkt bruchmechanische und damit auf Bauteile übertragbare Kennwerte zu ermitteln. Für die Festlegung einer unteren Grenzkurve für die Bruchzähigkeit auf der Basis der Referenztemperatur T_0 sind jedoch einige Fragen noch nicht abschliessend geklärt. Das betrifft insbesondere den Einfluss der Proben- und Rissgeometrie (Kompaktzugproben, Kerbschlagbiegeproben) und der Inhomogenität der Materialeigenschaften vor allem für das Schweissmaterial. Um diese Unsicherheiten konservativ abzudecken, werden Sicherheitsmargen eingeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Ziel des Projekts besteht darin, die Anwendbarkeit des Masterkurvenkonzeptes für inhomogene Materialzustände von Mehrlagenschweissverbindungen zu überprüfen. Die in den RDB eingebrachten Bestrahlungsproben aus Schweissgut werden üblicherweise aus unterschiedlichen Tiefenlagen hergestellt und als charakteristisch für die gesamte Schweissverbindung betrachtet. Im Projekt werden Bruchzähigkeitswerte in unterschiedlichen Tiefenlagen des Referenzmaterials bestimmt, und die Streuung der Messwerte wird bewertet.

In der Schweiz sind die Bestrahlungsproben überwiegend derart orientiert, dass sich die Rissfortschrittsrichtung in Schweissrichtung befindet (TL). Bei dieser Probenorientierung umfasst die Rissfront mehrere Schweisslagen mit einer inhomogenen Mikrostruktur. Deshalb wird im Projekt der Einfluss der Probenorientierung auf die Streuung der Bruchzähigkeit und die daraus berechnete Referenztemperatur T_0 untersucht. Für die Untersuchungen steht unbestrahltes Schweissmaterial aus einer originalen RDB-Umfangsschweissnaht (nicht realisiertes deutsches Kernkraftwerk Biblis C) zur Verfügung. In der ersten Phase des Projekts wurden zunächst mittels Härteprüfung und Zugversuchen die unterschiedlichen Kennwerte über die Wanddicke der Schweissnaht hinweg bestimmt. Durch Drahterodieren wurden aus einem Materialblock 30 Streifen mit jeweils 25 kleinen Biegeproben (Grösse von genormten Kerbschlagbiegeproben mit eingebrachtem Schwingriss) gefertigt. Die ersten 10 Streifen entsprechen der TL-Ausrichtung. Alle daraus gefertigten Biegeproben wurden im letzten Jahr geprüft und nach dem Masterkurvenkonzept ausgewertet. Als grösste Differenz der Referenztemperaturen T_0 für unterschiedliche Wanddicken und damit unterschiedliche Schweisslagen wurde 38°C ermittelt. Dieser relativ grosse Unterschied für T_0 auf Grund der inhomogenen Mikrostruktur des Schweissmaterials rechtfertigt die Festsetzung von Sicherheitsmargen bei der Anwendung von unteren Grenzkurven der Bruchzähigkeit für Integritätsnachweise.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Spröbruch-Sicherheitsnachweise für den RDB sind im nuklearen Regelwerk vorgeschrieben. Sie müssen entsprechend den aktuellen Ergebnissen der Bestrahlungsprobensätze, die zeitlich gestaffelt dem RDB entnommen werden, nachgeführt werden. Die Nachweise sind auch gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu erneuern. Besondere Bedeutung haben die Nachweise für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken. In der Schweiz sind die Grenzwerte für die Neutronenversprödung des RDB, die in der Verord-

nung des UVEK für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken¹ genannt sind, einzuhalten.

Das ENSI hat die Anforderungen für die Sprödbbruch-Sicherheitsnachweise des RDB im Anhang 5 der Richtlinie ENSI-B01 definiert. Dabei wurden auch die Ergebnisse und Erfahrungen aus dem Vorgängerprojekt genutzt, das vor allem den Einfluss der Proben- und Rissgeometrie auf die T_0 -Bestimmung untersucht hat. Die Ergebnisse aus dem aktuellen Projekt sollen dazu beitragen, die Konservativität der festgelegten Sicherheitsmargen bei Anwendung des Masterkurvenkonzeptes für das RDB-Schweissmaterial zu überprüfen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im nächsten Jahr sind insbesondere bruchmechanische Untersuchungen mit unterschiedlichen Proben- und Risorientierungen vorgesehen. Die Unterschiede zu den bisherigen Ergebnissen werden fraktographisch analysiert, das heisst die Bruchflächen werden mit Hilfe eines Mikroskops ausgewertet. Die Streuung der Messwerte wird bewertet. Untersuchungen an grösseren standardisierten bruchmechanischen Proben sollen die Ergebnisse an den kleinen Biegeproben überprüfen.

In der Folge des Projekts entstehen viele Materialproben, die mechanisch und bruchmechanisch gut charakterisiert sind. Eine Verbindung zum Projekt PISA (Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut) bietet sich an. Ziel von PISA ist es u.a., den Versprödungszustand des RDB-Materials mittels moderner zerstörungsfreier Prüfmethoden zu bestimmen.

1.1.9. Machbarkeitsstudie für zerstörungsfreie Messungen an der Stahl Druckschale des Primär-Containments von Kernkraftwerken

Auftragnehmer: Eidgenössische Materialprüfungs- und Forschungsanstalt (EMPA)

ENSI-Projektbegleiter: Klaus Germerdonk

Einleitung

Der Primärkreislauf inklusive Reaktordruckbehälter wird im Rahmen der gestaffelten Sicherheitsbarrieren von einer Stahl Druckschale umschlossen. Diese Stahl Druckschale ist in ein Betonfundament eingebettet. Je nach Konstruktion des Kernkraftwerks ist daher die Stahl Druckschale im Auflagebereich des Fundaments sowohl von der inneren als auch der äusseren Oberfläche direkt von einem Betonmantel umgeben.

An der Stahl Druckschale sind verschiedene Korrosionsvorgänge wirksam. Diese werden im Alterungsmanagement berücksichtigt, Abhilfemassnahmen werden getroffen und durchgeführt. Die Messung der Wandstärke der Stahl Druckschale im Bereich der Einbettung ins Fundament ist jedoch schwierig. Zur Durchführung der notwendigen Messungen werden daher bisher an ausgewählten Stellen Betonkernbohrungen durchgeführt. Damit wird die in diesem Bereich sonst verdeckte Stahl Druckschale für Messungen temporär zugänglich. Nach Abschluss der Messungen werden die Kernbohrungen wieder verschlossen.

Projektbeschreibung und Ergebnisse

Von grossem Interesse ist die Entwicklung einer zerstörungsfreien Messtechnik, die es erlaubt, auch ohne die aufwändigen Kernbohrungen den Zustand der Stahl Druckschale grossflächig zu überprüfen. Die entsprechenden Entwicklungen sind daher Gegenstand aktueller Forschungsprojekte.

Das ENSI hat zur Beurteilung von neuartigen Prüfverfahren an einer verdeckten Stahl Druckschale im Jahre 2009 eine Machbarkeitsstudie gestartet. Diese Studie wurde an der EMPA durchgeführt und im Jahr 2010 abgeschlossen. Im Rahmen der Machbarkeitsstudie wurden aufwändige Testkörper aufgebaut. Diese bestehen jeweils aus einem massiven Stahlblech, in das unterschiedliche Fehlstellen eingebracht sind. Auf dieses Stahlblech wurde ein massiver Betonblock platziert. Das Stahlblech steht zum Teil in direktem Kontakt mit armiertem Beton einschliesslich Zwischenschichten aus Mineralwolle. Der Versuchsaufbau ermöglicht auch Versuche mit durchnässter Mineralwolle in der Zwischenschicht zwischen Stahlblech und Beton. Damit kann für die Evaluierung von verschiedenen zerstörungsfreien Messtechniken die schwierige Prüfsituation an einer in Beton eingebetteten Stahl Druckschale nachgebildet werden. Im Rahmen der Machbarkeitsstudie wurden insbesondere Georadar sowie unterschiedliche Ultraschallverfahren hinsichtlich ihrer Eignung zur Inspektion von verdeckter Korrosion an der Stahl Druckschale untersucht. Dabei wurde systematisch der Einfluss durch die ungünstigen Randbedingungen (Oberflächeneffekte, Dämpfung durch nasse Mineralwolle, möglicher

¹ Verordnung des UVEK vom 16. April 2008 über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken, SR 732.114.5

lokaler direkter Kontakt zwischen Stahldruckschale und Armierung) untersucht.

Als Ergebnis der Machbarkeitsstudie wird festgestellt, dass die Prüfaufgabe hohe Anforderungen an die Messtechnik stellt. Besonders schwierig ist es, eine zuverlässige Ankopplung der Ultraschallsensoren an die Stahldruckschale zu realisieren. Das Projekt wurde 2010 mit Empfehlungen für die Weiterentwicklung der Prüftechnik abgeschlossen. So könnte z.B. die Ankopplung der Prüftechnik für Oberflächenwellen durch die EMAT-Technik (elektromagnetische Ankopplung) verbessert werden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Verordnung über die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken² fordert eine periodische Überprüfung der Stahldruckschale auf mögliche Wanddickenabnahmen. Dies ist von Bedeutung, da es in der Vergangenheit auch in Schweizer Kernkraftwerken zu lokalen Korrosionsangriffen an der Stahldruckschale gekommen ist. Daher besteht ein besonderes Interesse an einer zuverlässigen zerstörungsfreien Prüftechnik für die Wanddickenmessung an der Stahldruckschale. Auch aus dem geplanten Langzeitbetrieb können sich mögliche neue Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechnik ergeben.

Mit der Erstellung der Machbarkeitsstudie wurde spezielles Know-how für diese komplexe Prüfaufgabe in der Schweiz aufgebaut. Die Aufsichtsbehörde kann zukünftig die jetzt verfügbare Expertise für die Bewertung der geplanten Weiterentwicklung der Prüftechnik einsetzen, die von den Kernkraftwerken durchgeführt wird.

1.2. Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) koordiniert. Sie fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle in Kernkraftwerken sowie über Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen können. Dazu werden themenspe-

² *Verordnung des UVEK vom 16. April 2008 über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken, SR 732.114.5*

zifische Datenbanken aufgebaut, in die systematisch Schadensfälle und Ereignisse aus den teilnehmenden OECD-Staaten eingegeben werden. Die Daten werden anschliessend ausgewertet mit dem Ziel, auf der Basis einer grösseren Anzahl von Fällen systematische Hinweise auf Schadens- bzw. Störfallursachen zu erhalten. Ein Zusammenschluss auf internationaler Basis ist dazu notwendig, weil die relevanten Ereignisse und Schäden in Kernkraftwerken selten sind.

1.2.1. OECD OPDE – OECD Piping Failure Data Exchange Project

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiterin: Susanne Schulz

Einleitung

Die Datenbank OPDE (OECD Piping Failure Data Exchange Project) ist ein internationales Projekt der OECD-NEA, welches dazu dient, eine umfangreiche Datensammlung von Schäden an Rohrleitungen in Kernkraftwerken zu erstellen und zu pflegen. Mit ihrem Aufbau wurde 2002 auf Basis einer bereits bestehenden Datenbank der schwedischen Aufsichtsbehörde SKI (heute SSM) begonnen. Das ENSI hat mit der Beteiligung an diesem Projekt Zugang zu Erfahrungen mit Rohrleitungsschäden in Kernkraftwerken der Länder Schweden, Finnland, Deutschland, Frankreich, Belgien, Spanien, Tschechien, USA, Kanada, Japan und Südkorea. Im Vordergrund steht der internationale Erfahrungsaustausch über Ursachen und Auswirkungen von Rohrleitungsschäden.

An der derzeitigen Projektperiode 2008 bis 2011 sind 11 Nationen beteiligt. Zur Eingabe neuer Datensätze steht ein passwortgeschützter Internet-Zugang zur Verfügung, der ausser von den nationalen Koordinatoren der beteiligten Länder auch von den Betreibern der Kernanlagen genutzt werden kann. Die gesamte Datenbank wird zweimal jährlich auf CD an die Mitglieder abgegeben. Die aktuelle Ausgabe der Datenbank umfasst 3700 Datensätze.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Sammlung von Schadensfällen an Rohrleitungen in Kernkraftwerken wurde 2010 weitergeführt, und die Ergebnisse wurden den Teilnehmern zur Verfügung gestellt. Die wenigen neuen Datensätze aus Schweizer KKW betrafen Schäden an Leitungen mit geringen

Durchmessern, die keine grösseren Auswirkungen auf den sicheren Betrieb der Anlagen hatten und im Rahmen der Instandhaltung behoben werden konnten.

An den Projektsitzungen des Jahres wurde beschlossen, dass das OPDE-Projekt in der jetzigen Form nach neun Jahren Laufzeit abgeschlossen werden soll. Da international ein Bedürfnis nach aussagekräftigen technischen Informationen über Schäden an mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken besteht, wurde die Möglichkeit der Zusammenlegung der Daten aus dem OPDE- und dem SCAP-SCC-Projekt geprüft. Da beide Datenbanken eine sehr ähnliche Struktur haben, ist eine solche Zusammenführung problemlos durchführbar.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Inhalt der OPDE-Datenbank sind detaillierte Informationen zu Befunden an Rohrleitungen in Kernkraftwerken, die zu Wandstärkeschwächungen, Rissen, Leckagen oder Brüchen geführt haben. In vielen der beteiligten Länder sind Anlagen in Betrieb, die mit den Schweizer Anlagen vergleichbar sind. Der internationale Erfahrungsaustausch beschleunigt insbesondere den Erkenntnisgewinn über alterungsbedingte Schädigungsmechanismen. Aus der grösseren Zahl von Daten lässt sich besser ableiten, welche Einflussfaktoren bei solchen Schädigungsmechanismen eine Rolle spielen.

Die OPDE-Datenbank wird beim ENSI und bei den mitwirkenden KKW-Betreibern für qualitative Erfahrungsauswertungen auf den Gebieten Wiederholungsprüfprogramme, Alterungsüberwachungsprogramme, Bewertung von Schadensmechanismen und Beurteilung präventiver Massnahmen gegen Rohrleitungsschäden eingesetzt. Sie liefert Informationen zu den Versagensmechanismen der Rohrleitungssysteme, aus denen sich Aussagen zur Lebensdauer sowie gezielte Vorgehensweisen zur Früherkennung der Schäden ableiten lassen. Sie kann daher auch für die Qualifizierung von zerstörungsfreien Werkstoffprüfungen an Rohrleitungen eingesetzt werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für das Nachfolgeprojekt mit der Zusammenführung der OPDE- und dem SCAP-SCC-Datenbanken wird angestrebt, nicht nur eine Datensammlung, sondern auch Auswertungen und gegebenenfalls Empfehlungen zu erarbeiten. Es wird angeregt, auch weitere Schadensmechanismen wie z.B. strömungsinduzierte Korrosion (FAC) in einer vergleichbaren Form wie jetzt beim SCAP-Projekt auszuwerten. Dabei soll der Umfang der

betrachteten Objekte von Rohrleitungen auf weitere mechanische Ausrüstungen erweitert werden. Für das neue Projekt ist der Name «OECD Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme (CODAP)» vorgesehen.

Das neue Projekt soll im Anschluss an das OPDE-Projekt Mitte 2011 starten, wenn sich eine ausreichende Zahl von Teilnehmerländern findet. Zehn der bisher am OPDE-Projekt beteiligten Länder haben bereits ihr Interesse an der Teilnahme bekundet.

In der Schweiz wird angestrebt, dass alle Schweizer KKW aktiv zur Datensammlung beitragen und dass die Nutzung der Datenbank zur Erfahrungsauswertung bei allen Schweizer KKW fest implementiert wird.

1.2.2. OECD COMPSIS – Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Rudolf Jäggi

Einleitung

Im COMPSIS-Projekt der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD wurde eine internationale Datenbank über Betriebserfahrungen mit computerbasierten Systemen in Kernkraftwerken erstellt. Die Daten werden nun erweitert und ausgewertet. Das Projekt wird von einer Gruppe von Fachleuten aus den Teilnehmerländern gesteuert («Steering Group», SG). Die SG wird vom norwegischen Institut für Energietechnik (IFE) unterstützt, welches als Operating Agent (OA) auch für die Betreuung der Datenbank und die Qualitätssicherung der Daten verantwortlich ist. Das IFE betreibt unter anderem auch den Forschungsreaktor in Halden und organisiert das dazugehörige OECD-Halden-Projekt. Die Inhalte der COMPSIS-Datenbank sind nur von den bezeichneten Mitgliedern der Steering Group und dem Operator Agent einsehbar.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der Dreijahresperiode von 2008 bis 2010 ist die Zusammensetzung der Teilnehmerländer folgendermassen: Deutschland, Finnland, Schweden, Südkorea, Taiwan, Ungarn, USA und die Schweiz.

Das im Jahr 2009 definierte Hauptziel für die Erfassung und Bereitstellung von weiteren Daten konnte im

Jahr 2010 stark verbessert werden. Zusätzlich zu den bis Ende 2009 erfassten 37 Ereignissen sind im Laufe des Berichtjahres 50 neue Ereignisse in die Datenbank aufgenommen worden. Bei 23 der insgesamt 87 Meldungen sind die Eingaben abgeschlossen, diese sind in der Datenbank für die Mitgliedländer zugänglich. Die weiteren Ereignisse werden derzeit nach den Kriterien der Datenerfassungs-Richtlinien (Coding Guidelines) durch das Team des OA geprüft und anschliessend in die Datenbank aufgenommen. Von der Schweiz ist bis jetzt ein Ereignis eingegeben worden.

Innerhalb der SG wurde beschlossen, eine Bereinigung der Coding Guidelines entsprechend der Sicherheitsklassierung in Anlehnung an die US Vorschrift IEEE 603 vorzunehmen. Mit den bisher in die Datenbank eingegebenen Ereignissen sind zu wenige nutzbringende Auswertungen möglich. Am letzten Meeting der SG haben die Teilnehmer von Ungarn, Taiwan und Finnland deshalb Ereignisse präsentiert, welche von geringer Sicherheitsbedeutung sind und nicht ausschliesslich die Reaktorsicherheit betreffen. Vom Vorsitzenden und den Mitgliedern der SG wurden diese beurteilt. Im Hinblick auf eine ausreichende Anzahl von Meldungen in der COMPSIS-Datenbank sollen daher auch diese Ereignisse aufgenommen werden. Die Coding Guidelines sind vorbereitet, damit auch solche Ereignisse bewertet werden können. Dadurch könnte sich die Anzahl der Ereignisse, welche von der Schweiz stammen, erhöhen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt stellt internationale Daten zu Ausfällen und Fehlern in digitalen Leittechniksystemen in einer Datenbank bereit. Diese Datenbank liefert Informationen über die Grundursachen und Fehlerarten von Ereignissen in rechnerbasierten Systemen und über die wechselseitige Beeinflussung von Hardware und Software. Die Datenerfassung erfolgt unabhängig von der Sicherheitsrelevanz der Leittechniksysteme.

Die COMPSIS-Datenbank liefert Daten über die Betriebserfahrung vieler Kernkraftwerke aus verschiedenen Ländern. Diese Erkenntnisse können auch bei der Begutachtung und bei Inspektionen von rechnerbasierten Systemen verwendet werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die laufende Projektphase (2008–2010) wird bis Ende 2011 verlängert. Dabei soll als Rückblick auf die vergangene Phase ein Bericht über den Stand des Projekts COMPSIS per Ende 2011 zu Händen des Committee for

the Safety of Nuclear Installations (CSNI) erstellt werden. Bis zu diesem Zeitpunkt sollen die wichtigsten erfassten Ereignisse der laufenden Projektphase durch den OA geprüft werden. Schlussendlich sollen die erfassten Daten durch den OA statistisch ausgewertet und auf der COMPSIS-Webseite publiziert werden.

Zukünftig sollen damit mögliche Ursachen von Ereignissen besser dargestellt werden, und die SG der beteiligten acht Länder erhoffen sich, damit mehr Anreize für die weitere Bereitstellung der Daten für die Analysen zu schaffen. Mit einer Erhöhung der Anzahl publizierter Ereignisse erhofft sich die SG, weitere Mitgliedsländer für das Projekt COMPSIS gewinnen zu können.

1.2.3. OECD ICDE – International Common-Cause Failure Data Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das International Common-Cause-Failure-Data-Exchange-(ICDE-)Projekt wird seit 1998 unter der Federführung der OECD Nuclear Energy Agency betrieben. Generelles Ziel dieses Projekts ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über sogenannte Common-Cause-Failure-(CCF-)Ereignisse. Dies sind Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei Komponenten auf Grund einer gemeinsamen Ursache auftreten. Um dieses Ziel zu erreichen, werden Daten zu CCF-Ereignissen von verschiedenen Komponententypen gesammelt, ausgewertet und die Erkenntnisse in Projektberichten veröffentlicht. Zurzeit beteiligen sich am ICDE-Projekt neben der Schweiz zehn weitere Länder, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben wird. Das Projekt wird durch Beiträge der beteiligten Länder finanziert.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2010 konnten insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt werden:

■ **Datenerfassung:** Es ist ein stetiges Ziel des Projekts ICDE, weitere Daten zu erfassen. Im Berichtsjahr konnten weitere Ereignisse in die ICDE-Datenbank aufgenommen werden. Die Datenbank enthält 1569 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 10 verschiedene Komponententypen (Stand Ende Juni 2010).

■ **Kodierungsrichtlinien:** In den so genannten Kodierungsrichtlinien werden die Anforderungen an die Datenerfassung von spezifischen Komponententypen festgelegt. Von Zeit zu Zeit werden diese Kodierungsrichtlinien überarbeitet. Wie geplant wurde an der Entwicklung der folgenden Kodierungsrichtlinien gearbeitet:

- Kodierungsrichtlinie für den Komponententyp *Lüfter*: Auf Grund des Beschlusses, auch Ereignisse zu Lüftern in die Datensammlung aufzunehmen, war geplant, zunächst eine entsprechende Kodierungsrichtlinie zu entwickeln. Ein entsprechender Berichtsentwurf liegt nun vor. Die zu betrachtenden Typen von Lüftern müssen jedoch noch genauer spezifiziert werden.
- Eine erste Version der Kodierungsrichtlinie für den Komponententyp *Frischdampf-Absperrventile* wurde erstellt.

■ **Komponentenberichte:** Im Rahmen des ICDE wird zu jedem betrachteten Komponententyp jeweils ein so genannter Komponentenbericht erstellt. Auf Grund der vom ICDE gesammelten Daten werden darin zum Beispiel die häufigste Art der Fehleridentifizierung und die wesentlichen Fehlermechanismen von CCF dargelegt. Im Berichtsjahr wurden wie geplant folgende Komponentenberichte bearbeitet:

- Unter Berücksichtigung der Ergebnisse der im Jahr 2009 durchgeführten Workshops zu *Wärmetauschern* wurde ein erster Entwurf des entsprechenden Komponentenberichts erstellt. Eine Erkenntnis der vorläufigen Analyse ist, dass CCF für Wärmetauscher (eine passive Komponente) nicht in allen Fällen ausgeschlossen werden können. Bestätigt sich dieses Ergebnis, so würde es den geforderten CCF-Analyseumfang in der Richtlinie ENSI-A05 unterstützen.
- Für den Komponentenbericht für den Komponententyp *Steuerstabantriebe* wurde ein neuer Entwurf vorgelegt.

Die im Rahmen des ICDE-Projektes im Jahr 2010 gesammelten und ausgewerteten Erfahrungen bezüglich CCF-Ereignissen lieferten keinen Anlass, Massnahmen in den schweizerischen Kernkraftwerken zu ergreifen.

Das Budget für das Jahr 2010 wurde eingehalten. Die Projektziele für das Jahr 2010 wurden im Allgemeinen erreicht, mit der Ausnahme, dass die geplante Datensammlung des Komponententyps «*pneumatisch gesteuertes Ventil*» nicht weiter verfolgt wurde, da international zu wenig Interesse besteht.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

CCF-Ereignisse haben ein hohes Schädigungspotenzial, denn sie können die Funktion mehrerer redundanter Stränge eines Sicherheitssystems beeinträchtigen. Im Rahmen des ICDE-Projektes werden CCF-Ereignisse über längere Zeiträume gesammelt und ausgewertet, um die Ursachen besser zu verstehen und um mögliche Massnahmen zur Verhinderung oder zur Eingrenzung der Auswirkungen zu ergreifen. Die ausgewerteten Ereignisse können zudem für die Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit von CCF, wie sie für die Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) benötigt wird, genutzt werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- Eine neue Version des übergeordneten Berichtes zum ICDE-Projekt (Dokument ICDE PR00), in dem das ICDE Projekt beschrieben wird, soll fertig gestellt werden. Ebenso soll die generelle Kodierungsrichtlinie (Dokument ICDE CG00-09) zum allgemeinen Vorgehen bei der Datensammlung überarbeitet werden. Es ist geplant, beide Berichte als NEA/CSNI-Berichte zu veröffentlichen.
- Von den Kodierungsrichtlinien für die Komponententypen *Lüfter* und *Frischdampf-Absperrventile* soll ein neuer Entwurf vorliegen.
- Es ist geplant, mit der Datensammlung für den Komponententyp *Frischdampf-Absperrventile* zu beginnen.

1.2.4. OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiterin: Annette Ramezianian

Einleitung

Das Ziel des Projekts «OECD Fire Incident Record Exchange» (OECD FIRE) sind die Erhebung und die Analyse von Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken der OECD-Mitgliedsstaaten. Das Projekt soll dazu beitragen, die Ursachen, die Ausbreitung und die Auswirkungen von Bränden besser zu verstehen. Es ist zudem darauf ausgerichtet, die Brandverhütung weiter zu optimieren und die phänomenologische und statistische Basis für Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) von Kernkraftwerken zu verbessern. Die in OECD FIRE entwickelte Datenbank steht denjenigen Staaten

zur Verfügung, die Daten beisteuern. Derzeit sind dies Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien und die USA.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Anfang des Jahres 2010 begann die dritte Phase des im Jahr 2003 gestarteten Projekts. Alle Teilnehmerländer der zweiten Phase unterstützen das Projekt auch in der dritten Phase. Planmässig wurden in 2010 Daten zu weiteren Brandereignissen gesammelt. Ferner wurden im Rahmen einer Projektsitzung erste Ergebnisse der Auswertungen der Datenbank bezüglich hochenergetischer Lichtbögen und bezüglich raumbezogener Brand-Eintrittshäufigkeiten präsentiert. Zur Dokumentation der Ergebnisse der Datenbankauswertungen werden sogenannte Topical Reports erstellt. Im Rahmen der Projektsitzung wurden auch notwendige Vorarbeiten zur Bestimmung komponentenbezogener Brand-Eintrittshäufigkeiten diskutiert. Damit wurden die Projektziele für 2010 erreicht, das Budget wurde eingehalten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) führte eine Untersuchung zum Reifegrad der probabilistischen Brandanalysen für Kernkraftwerke durch. Basierend auf einer Umfrage in den Kernenergie produzierenden OECD-Mitgliedsstaaten wurde das Sammeln zuverlässiger Brandereignisdaten als einer der wichtigsten Punkte zur Weiterentwicklung der Brandanalyse identifiziert. In der Folge beschloss das CSNI, das Projekt OECD FIRE zu initiieren. Da Brandereignisse in Kernkraftwerken sehr selten sind, war ein Zusammenschluss auf internationaler Basis zwingend notwendig. In der Schweiz unterhalten alle vier Kernkraftwerk-Betreiber eine werkspezifische Brand-PSA. Diese Analysen sind, wie die gesamte PSA, regelmässig zu aktualisieren und dem Stand der Technik anzupassen. Sowohl für diese Weiterentwicklung der Brand-PSA als auch für deren Überprüfung durch das ENSI ist eine belastbare, auf realen Brandereignissen basierende Datenbasis wichtig.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Daten zu neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank soweit möglich durch weitere Brandereignisse aus der Vergangenheit ergänzt werden. Ferner sollen jährlich im Rahmen der Projektsitzungen konkrete Auswertungen der

Datenbank festgelegt werden. Diese sollen nicht nur Fragestellungen der teilnehmenden Länder beantworten, sondern darüber hinaus weitere Länder motivieren, dem Projekt beizutreten, Brandereignisdaten beizusteuern und von der Datenbank zu profitieren. In Anbetracht der geringen Anzahl neuer Brandereignisse kommt dieser Möglichkeit, die Datenbasis zu verbreitern, eine grosse Bedeutung zu. Als Ziel für das Jahr 2011 ist der Abschluss der Auswertungen der Datenbank bezüglich hochenergetischer Lichtbögen und bezüglich raumbezogener Brand-Eintrittshäufigkeiten vorgesehen. Als weiteres Ziel wird die Bestimmung komponentenbezogener Brand-Eintrittshäufigkeiten angestrebt. Da dies die Definition geeigneter Komponentengruppen in Anlehnung an bereits existierende Definitionen sowie weiter gehende Datenerhebungen zur kraftwerksspezifischen Anzahl von Komponenten der verschiedenen Gruppen voraussetzt, ist dieses Ziel nur langfristig zu erreichen.

1.3. Externe Ereignisse

Neben den Schäden, die durch Ereignisse innerhalb eines Kernkraftwerks entstehen können, berücksichtigen die Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke auch Ereignisse, die eine Anlage von aussen treffen können. Das ENSI unterstützt zu diesem Bereich ebenfalls Projekte der OECD sowie der Internationalen Atomenergie-Agentur IAEA. Einerseits wird die Robustheit von sicherheitsrelevanten elektrischen Systemen gegenüber den Auswirkungen von Überspannungen betrachtet; diese können vom Hochspannungsbereich ausgehen und sich wegen ihres hohen Energiegehalts auf eine grosse Zahl von Kraftwerkssystemen negativ auswirken. Andererseits geht es um die Auswirkungen von Erdbeben und Flugzeugabstürzen auf die Tragwerke von sicherheitsrelevanten Gebäuden. Weil dabei aufwändige Experimente und Simulationen durchgeführt werden, ist die internationale Zusammenarbeit wichtig. Zugleich wird der Erfahrungsaustausch zwischen den Ländern gefördert.

1.3.1. DIDELSYS – Defence in depth in electrical systems and grid interaction

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Franz Altkind

Einleitung

Bei dem Projekt DIDEYSYS geht es um Auswirkungen von Überspannungen, welche in einem Kernkraftwerk auftreten können. Diese können durch Blitz oder auch Fehlschaltungen in der Hochspannungsanlage ausgelöst werden, wie dies im Jahre 2006 im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark 1 der Fall war. Der Ursprung für solche Überspannungen liegt im Hochspannungsbereich, wobei der Energiegehalt durch die Speisung vom Netz bzw. vom Generator sehr hoch ist. Das hat zur Folge, dass sich die Überspannungen auf eine grosse Zahl von Systemen negativ auswirken können. Daher sind die Ausrüstungen, die Annahmen bei den Auslegungsparametern und die gestaffelte Sicherheitsvorsorge (defense in depth) sowohl bei der Erstauslegung als auch bei Änderungen entsprechend zu prüfen. Konkret sollen Überspannungen auf der Höchstspannungsebene keine bzw. beherrschte Auswirkungen auf andere Ebenen wie zum Beispiel die Notstromspannungsebenen haben. Bei Inbetriebnahme bzw. wiederkehrenden Tests von Schutzeinrichtungen sollten Methoden angewendet werden, die sicherstellen, dass alle denkbaren Ereignisse abgedeckt werden. Eine Überprüfung zeigte, dass bei den Schweizer Kernkraftwerken keine Schwächen in der Auslegung der elektrischen Schutzanlagen bestehen. Dazu wurde vom ENSI im Februar 2007 der Bericht «Der Störfall vom 25. Juli 2006 im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark 1 und die Auswirkungen auf die Kernkraftwerke in der Schweiz» publiziert.

Das Projekt hat vor allem zwei Ziele: Erstens soll der Stand des Wissens zur Robustheit von sicherheitsrelevanten elektrischen Systemen zusammengestellt werden; dabei sollen die Wechselwirkungen verschiedener elektrischer Systeme, die Nutzung neuer Technologien und die damit verbundene Modernisierung älterer Anlagen berücksichtigt werden. Zweitens sollen im Projekt Richtlinien für die Kommunikation zwischen Netzbetreibern, Aufsichtsbehörden und Betreibern entwickelt werden. Für diesen Zweck hat das Committee on the Safety of Nuclear Installations der OECD-NEA eine dreizehnköpfige internationale Arbeitsgruppe eingesetzt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Vom Projektteam wurden das Ereignis in Forsmark 1 sowie weitere Vorfälle untersucht. Hierbei wurden auch Vorkommnisse in anderen Ländern berücksichtigt. Von der Schweiz wurde der oben genannte Bericht als Basis genommen.

Projektziel des laufenden Jahres war die Durchführung folgender Analysen:

■ **Fehler in elektrischen Systemen in der Vergangenheit:** Der zuständige Teilprojektleiter hat die gravierendsten Fehler bzw. Szenarien («worst case») aus der länderübergreifenden Datenbank IRS (Incident Reporting System) herausgefiltert. Es wurde entschieden, eine bestimmte Anzahl von Fällen sowohl für die Überspannungen als auch für davon ausgelöste Unterspannungen auszuwählen. Gemeinsam wird das Team beim nächsten Workshop über die Auswahl für den Bericht entscheiden.

■ **Ausfall der externen Hochspannungseinspeisung (Häufigkeit und Dauer der einzelnen Ausfälle):** Es wurden verschiedene Beispiele aus Europa, den USA und Japan präsentiert. Das Netz in Europa und Japan ist gemäss den Aussagen sehr stabil. Mehrstündige Ausfälle der Stromversorgung für Städte sind in Europa und Japan sehr selten. Die USA haben nach extremen Wetterbedingungen, zum Beispiel Tornados, manchmal einen sehr langsamen Aufbau des Versorgungsnetzes.

■ **Aktuelle Testmöglichkeiten für Hochspannungseinrichtungen:** Es wurden die Testmöglichkeiten von Japan, Schweden und der Schweiz präsentiert.

■ **Aktuelle Methoden und Ansätze zur Überprüfung der Sicherheit mittels Modellen:** Die aktuellen Methoden und Ansätze wurden basierend auf dem Abschlussbericht (2008/02) vom European Clearinghouse präsentiert. Der Bericht vom Clearinghouse ist nicht mehr aktuell und müsste aufdatiert werden. Die meisten Länderberichte kommen zum Schluss, dass der Störfall von Forsmark nicht direkt für ihre KKW relevant ist.

■ **Auflistung von existierenden Analysemethoden für die Sicherheitsnachweise:** Berücksichtigt wurden folgende Parameter: Szenarien, elektrische Modelle, Detaillierungsgrad, Prozessmodell, Detaillierungsgrad, Umfang des Modells etc.

Das vom ENSI nach dem Forsmark-Ereignis lancierte zusätzliche Simulatortraining fand bei den anderen Ländern guten Anklang. Dabei sollen vom Betreiber Szenarien trainiert werden, welche nicht nur den Ausfall von Redundanzen von Sicherheitssystemen inkl. der elektrischen Energieversorgung, sondern auch den Ausfall bzw. Teilausfall von Informationssystemen enthalten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt hat eine grosse Bedeutung, da der Vorfall in Forsmark gezeigt hat, dass sowohl bei der Planung

als auch bei der Inbetriebnahme und bei den Wiederholungsprüfungen von Anlageteilen in verschiedenen Ländern Verbesserungen nötig sind. Die möglichen Szenarien müssen überprüft bzw. die Ausrüstungen entsprechend umfassend getestet werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für das Jahr 2011 ist im Frühjahr ein internationaler Workshop mit Vertretern der Industrie, der KKW-Betreiber und der Hochspannungsnetz-Betreiber sowie den Aufsichtsbehörden vorgesehen. Das Projektteam geht davon aus, dass mit dem Nachfolgeprojekt DIDEISYS2 der Abschluss des Folgeberichtes (Technical Opinion Paper TOP) erreicht werden kann. Der Fortschritt hängt jedoch von den gemäss NEA aufgestellten Anforderungen an das TOP-Dokument ab.

1.3.2. OECD IRIS 2010 – Tragwerksverhalten von Stahl- betonwänden bei Anpralllasten

Auftragnehmer: Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger

Einleitung

Das Projekt beschäftigt sich mit den Berechnungsmethoden für das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen wie zum Beispiel dem Anprall von Flugzeugen. Zurzeit existieren keine geeigneten Richtlinien, die für den Lastfall Flugzeugabsturz ausreichend genau vorgeben, welche Berechnungsmethoden und Annahmen beim Anprall zu berücksichtigen sind. Um das Spektrum der Berechnungsmethoden (Computerprogramme, vereinfachte Modelle, empirische Formeln) und der unterschiedlichen Annahmen der derzeitigen Praxis aufzuzeigen, wurde im Jahre 2009 eine internationale Studie gestartet. Der Titel dieses Projekts lautet **«Improving Robustness Assessment Methodologies for Structures Impacted by Missiles»**, kurz **IRIS 2010**.

Das Ziel dieses Projekts ist es, Leitlinien und geeignete Methoden zur Bewertung der Integrität von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen zu entwickeln. Das Projekt greift einerseits auf verfügbare Daten von bereits durchgeführten Tests zurück. Andererseits wurden neue Impact-Versuche durchgeführt. Mit unterschiedlichen Berechnungsmethoden der verschiedenen Teilnehmer wurden die Versuchsergebnisse vor-

hergesagt bzw. nachvollzogen. Anschliessend wurden die Berechnungsmethoden und Ergebnisse der Strukturantwort unter den Teilnehmern verglichen und diskutiert, und zwar mit dem Ziel, die zweckmässigsten zu bestimmen.

Das ENSI hat sich Anfang 2010 entschieden, gemeinsam mit dem beauftragten Bauexperten Basler & Hofmann AG aktiv am Benchmark-Projekt teilzunehmen. Insgesamt haben bisher rund 30 Fachteams aus Europa, USA, Kanada, Japan und Südkorea Berechnungen durchgeführt und ins Projekt eingegeben.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Berichtjahr wurden seitens der Projektleitung die neuen Impact-Versuche im «VTT Technical Research Centre» in Finnland durchgeführt. Diese bestehen aus einer Versuchsserie mit relativ weichen Anprallkörpern («soft missile impact»), welche das Verhalten eines Flugzeugrumpfs oder -flügels simuliert sowie aus einer Versuchsserie mit harten Anprallkörpern («hard missile impact»), welche vor allem das Eindring- und Durchstanzverhalten von Triebwerken oder anderer kompakter Flugzeugteile repräsentiert. Die Versuchskörper bestanden in beiden Fällen aus kreuzweise bewehrten, quadratischen Betonplatten mit 2 m Seitenlänge. Die Platten waren 0,15 m («soft missile impact») bzw. 0,25 m («hard missile impact») dick. Die Anprallkörper hatten Massen von rund 50 kg und Anprallgeschwindigkeiten von 110 m/s («soft missile») bzw. 135 m/s («hard missile»).

Aufgabe der Teilnehmer war die Entwicklung der Berechnungsmethoden und die Durchführung von blinden Berechnungen, d. h. ohne Kenntnisse der Versuchsergebnisse. Für die Kalibrierung der Berechnungsmethode der Versuchsserie «soft missile impact» standen die Versuchsergebnisse der so genannten «Meppen-Tests» zur Verfügung, die vor rund 30 Jahren in Deutschland durchgeführt worden waren.

Das Team ENSI/Basler & Hofmann hat im Berichtsjahr für beide Versuchsserien je eine praxistaugliche Berechnungsmethode festgelegt und sowohl die Kalibrierungsrechnung als auch die blinden Berechnungen in den folgenden Schritten durchgeführt:

- Berechnung der Lastfunktion mit dem Modell von Riera für den Anprall an die starre Wand («soft missile») bzw. mit empirisch aus früheren Tests bestimmten Formeln aus der Literatur («hard missile»);
- Berechnung des dynamischen Verhaltens der Stahlbetonplatte («bending mode») für die Versuchsserie

«soft missile impact» mit dem FE-Programm SAP2000; Bestimmung der Verschiebungen und Dehnungen;

- Berechnung des lokalen Eindring- und Durchstanzverhaltens der Stahlbetonplatte («punching mode») für die Versuchsserie «hard missile impact» mit empirischen Formeln; Bestimmung der Eindringtiefe (Penetration), des Betonabplatzens auf der Plattenrückseite (Scabbing) und der erforderlichen Wandstärke zum Verhindern des vollständigen Durchstanzens (Perforation).

Das Team ENSI/Basler & Hofmann hat den Berechnungsbericht und alle geforderten Resultate in die Datenbank des Projekts eingegeben. Es hat Vorgehen, Methode und Ergebnisse am Projekt-Workshop vom 13. bis 15. Dezember 2010 in Paris präsentiert. An diesem Workshop hat die Projektleitung erste Vergleiche der verschiedenen Berechnungsergebnisse vorgelegt. Der Beitrag von ENSI/Basler & Hofmann wurde dabei als besonders kompetent bewertet.

Aus der Gesamtschau aller Berechnungsbeiträge wurde ersichtlich, dass die Berechnung des globalen Verhaltens für die «soft missile»-Versuche gesamthaft gesehen relativ gut beherrscht wird, während für das lokale Eindring- und Durchstanzverhalten von harten Aufprallkörpern eine wesentlich grössere Streubreite der Ergebnisse des Teilnehmerfeldes resultierte.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

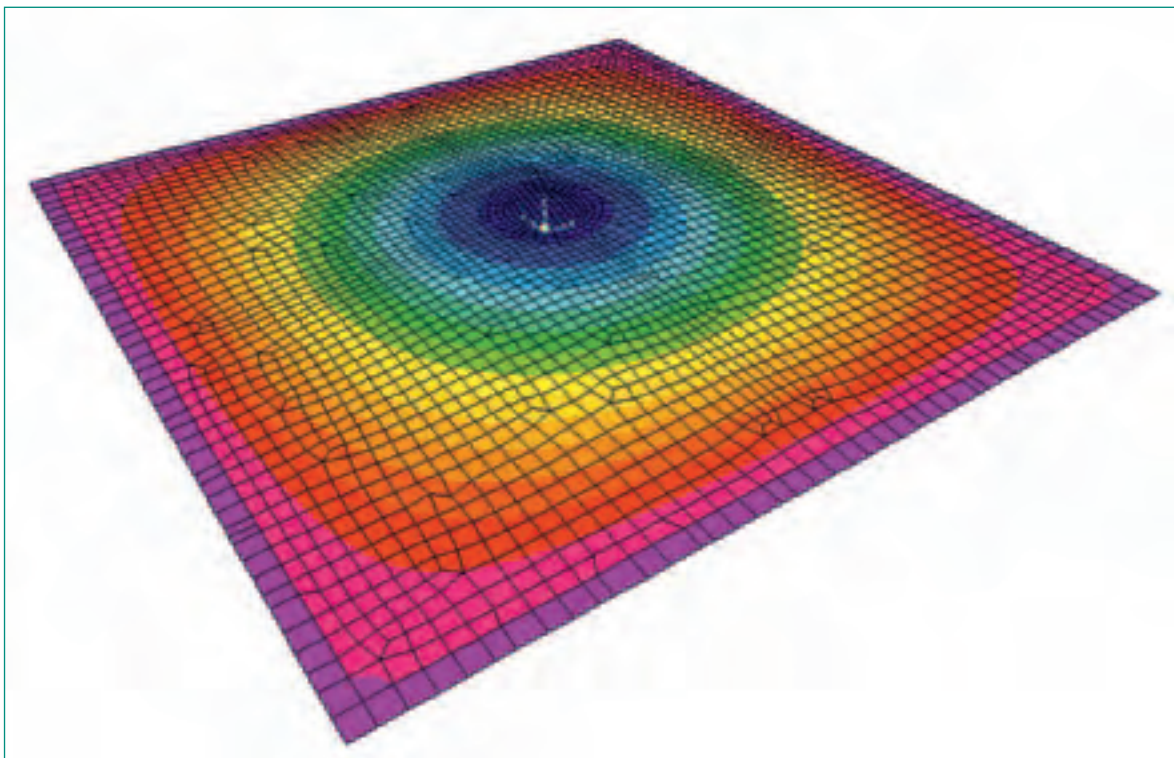
Mit der Vergleichsstudie der OECD soll ein aktueller Überblick zum Stand von Wissenschaft und Technik für die Berechnungsmethoden in Bezug auf die Einwirkung Flugzeugabsturz erarbeitet werden. Die Validierung der Berechnungsmodelle fördert eine realistischere Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven.

Das ENSI festigt durch die Teilnahme an diesem Projekt das Know-how zum Verhalten der Kernanlagen bei Flugzeugabsturz und anderen stossartigen Einwirkungen wie zum Beispiel Lastabsturz. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Aus den bisher durchgeführten Resultatvergleichen sind Modellanpassungen erarbeitet worden, deren Einfluss im Rahmen von Nachrechnungen untersucht werden.

Die Erweiterung des Projekts auf die Analyse einer einfachen dreidimensionalen Struktur steht unter den Teilnehmern zur Diskussion. Die OECD wird einen Schlussbericht mit den Erkenntnissen aus diesem Projekt und Empfehlungen herausgeben. An der Konferenz



Figur 4: Finite-Elemente-Modell des Versuchskörpers (Quelle: Basler & Hofmann).

SMiRT21 (Structural Mechanics in Reactor Technology, New Delhi, Indien, 6.–11. November 2011) wird das Team ENSI/Basler & Hofmann die bisher gewonnenen Erkenntnisse präsentieren.

Das ENSI beabsichtigt, sich einem seit 2006 laufenden internationalen Projekt anzuschliessen, welches ebenfalls das Tragwerksverhalten bei stossartigen Einwirkungen zum Thema hat. Dank der Teilnahme am IRIS-Projekt konnten wichtige Beziehungen geknüpft werden. In diesem so genannten IMPACT-Projekt arbeiten bereits diverse Aufsichtsbehörden mit, so beispielsweise aus Finnland, Kanada, USA, Frankreich. Auf Grund der im Rahmen des Workshops vom Dezember 2010 geführten Gespräche würde eine Teilnahme des ENSI am IMPACT-Projekt allgemein begrüsst.

1.3.3. IAEA KARISMA – Tragwerksverhalten des KKW Kashiwazaki-Kariwa beim Erdbeben vom 16. Juli 2007

Auftragnehmer: Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger

Einleitung

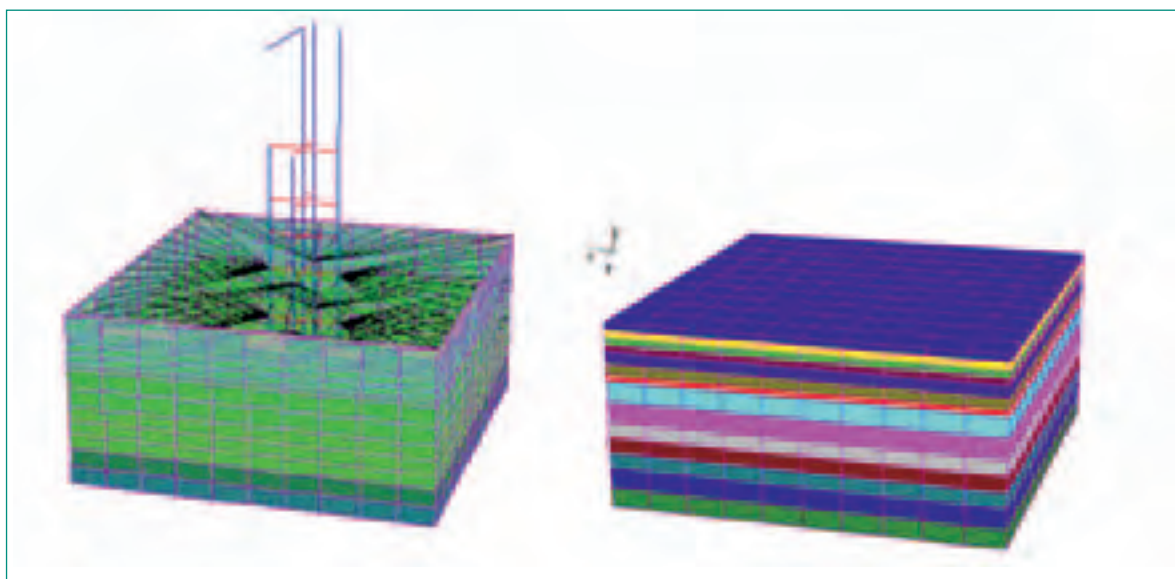
Das Kernkraftwerk Kashiwazaki-Kariwa in Japan wurde am 16. Juli 2007 von einem starken Erdbeben (Magnitude 6.6) erschüttert. Wegen der geringen Distanz von 16 km zum Epizentrum und dank der guten seismischen

Anlageninstrumentierung steht vom Hauptstoss und von den zahlreichen Nachstössen des Erdbebens eine umfangreiche Datenbasis zur Verfügung. Am Standort wurden in Bohrlöchern und in den Bauwerken Aufzeichnungen registriert. Im Rahmen ihres Extra Budgetary Project on Seismic Safety of Existing Nuclear Power Plants koordiniert die IAEA die Studie KARISMA (**KA**shiwazaki-Kariwa **R**esearch **I**nitiative for **S**eismic **M**argin **A**ssessment). Mit diesem Projekt wird das Verhalten des im Baugrund tief eingebetteten Reaktorgebäudes von Block 7 und ausgewählter Einrichtungen analysiert. Dabei werden die Ergebnisse von in der Praxis üblichen Modellrechnungen mit den gemessenen Daten verglichen. Dadurch können wertvolle Erkenntnisse über die vorhandene Erdbebensicherheit bestehender Kernkraftwerke und über den Einfluss einer tiefen Einbettung im Baugrund (Boden-Bauwerks-Interaktion) gewonnen werden.

Das Team ENSI/Basler & Hofmann beteiligt sich an diesem Projekt (Teil Bauwerksverhalten) auch deshalb, um Zugang zur umfangreichen und wertvollen Datengrundlage und zu den Analysen anderer Organisationen zu erhalten. Zudem soll der internationale Erfahrungsaustausch gefördert werden.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Projektziel im Berichtjahr war in erster Linie die Entwicklung und Verifikation eines Boden-Bauwerks-Modells, mit dem das Erdbebenverhalten des eingebetteten Reaktorgebäudes möglichst zutreffend erfasst werden



Figur 5: Boden-Bauwerks-Modell des Teams ENSI/Basler & Hofmann für das Projekt KARISMA: eingebettetes Reaktorgebäude (links) und geschichteter Boden (rechts) (Quelle: Basler & Hofmann).

kann. Dazu wurde das in einem vorangehenden Schritt mit dem Computerprogramm SAP2000 entwickelte und verifizierte Finite-Elemente-Modell des Reaktorgebäudes vereinfacht und mit dem detaillierten Bodenmodell kombiniert. Dieses wurde aus einer Analyse des reinen Bodenverhaltens beim Erdbeben (Freifeldanalyse mit dem Computerprogramm ASC SASSI, Ghioceci Predictive Technologies, Inc. v. 2.2) entwickelt und mit den Erdbebenaufzeichnungsdaten im Boden kalibriert (soil column analysis). Die Kalibrierung erfolgte für einen Nachstoss des Erdbebens und zeigt eine gute Übereinstimmung mit den entsprechenden Ergebnissen der anderen Teilnehmer am Projekt. Die ersten Analysen mit dem Gesamtmodell (Computerprogramm ASC SASSI) umfassen das modale Verhalten und die Übertragungsfunktionen zwischen Modellpunkten am Boden und solchen am Gebäude. Sie schliessen sowohl den Nachstoss als auch den Hauptstoss des Erdbebens ein.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das ENSI sieht vor allem den folgenden Nutzen des Projekts für die nukleare Sicherheit:

- Überblick zum Stand der Wissenschaft und Technik für die Erdbebenberechnungen von Kernanlagen mit tiefer Einbettung im Baugrund, inklusive der Validierung der Berechnungsmodelle auf der Basis umfangreicher Aufzeichnungsdaten realer Starkbeben.
- Aufbau von Kenntnissen bezüglich neuer nichtlinearer Berechnungsmethoden auf dem Gebiet der Boden-Bauwerks-Interaktion; dies ist insbesondere wichtig im Hinblick auf zu erwartende Untersuchungen an bestehenden Bauwerken infolge der aktualisierten Erdbebengefährdung (Projekt PEGASOS) und im Hinblick auf die geplanten neuen Schweizer Kernkraftwerke mit zum Teil erheblich tiefer eingebetteten Bauwerken als bei den bestehenden.
- Möglichkeit einer besseren Abschätzung von Versagensgrenzen bzw. vorhandenen Tragreserven, da die Anlage Kashiwazaki-Kariwa teilweise bis zum Niveau der Bemessungsgrenzen beansprucht wurde. Eine verfeinerte Analyse von Verletzbarkeitsfunktionen wird ermöglicht.
- Teilnahme an einer internationalen Plattform für den Erfahrungsaustausch bei Fragen zur Erdbebenbemessung.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Mit dem verifizierten Gesamtmodell sind weitere Berechnungen zur Boden-Bauwerks-Interaktion für den

Hauptstoss des Erdbebens vorgesehen, in einem ersten Schritt mit von der IAEA neu vorgegebenen Bodeneigenschaften aus neueren Bodenuntersuchungen und in einem zweiten Schritt als möglichst realistische Simulation des Verhaltens (Best-estimate-Analyse). Auch diese Berechnungen werden sodann mit jenen der übrigen Teilnehmer verglichen und diskutiert. Eine zusätzliche Teilstudie beinhaltet die Verarbeitung der im Reaktorgebäude registrierten Erdbebenaufzeichnungen, um das Tragwerksverhalten detaillierter zu analysieren. Diese Teilstudie ist optional. Schliesslich wird ein abschliessender Bericht des Teams ENSI/Basler & Hofmann verfasst.

1.3.4. OECD SMART-2008 – Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken

Auftragnehmer: Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Urs Bumann

Einleitung

Für die Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken haben sich die Methoden, Rechenprogramme und verfügbaren Rechnerleistungen in den letzten Jahren stark weiterentwickelt. Die Finite-Elemente-Modelle und -Programme erlauben heute eine detaillierte Simulation des räumlichen und nichtlinearen Verhaltens von Stahlbetonbauwerken und ermöglichen Aussagen über die Tragreserven bis zum Versagen.

Das Commissariat à l'Energie Atomique CEA hat in Zusammenarbeit mit der Electricité de France EDF die Vergleichsstudie SMART-2008 initiiert. SMART steht für «**S**eismic design and best-estimate **M**ethods **A**ssessment for **R**einforced concrete buildings subjected to **T**orsion and non-linear effects». Im Mittelpunkt des Programms stehen Rütteltischversuche auf dem AZALEE-Rütteltisch der CEA in Saclay bei Paris. Ein typisches 3-stöckiges Stahlbetonbauwerk mit asymmetrischer Tragstruktur im Modellmassstab 1:4 wurde auf dem Rütteltisch unter Erdbebenanregungen untersucht. Die Versuche liefern die Vergleichsdaten für die vorausgehenden und anschliessenden Modellrechnungen mit linearen und nichtlinearen Methoden. Am Programm beteiligen sich über 30 Expertenteams aus zahlreichen Ländern.

In einer ersten Phase (2007–2009) wurden als Wettbewerb Vorausrechnungen durchgeführt. Es wurden

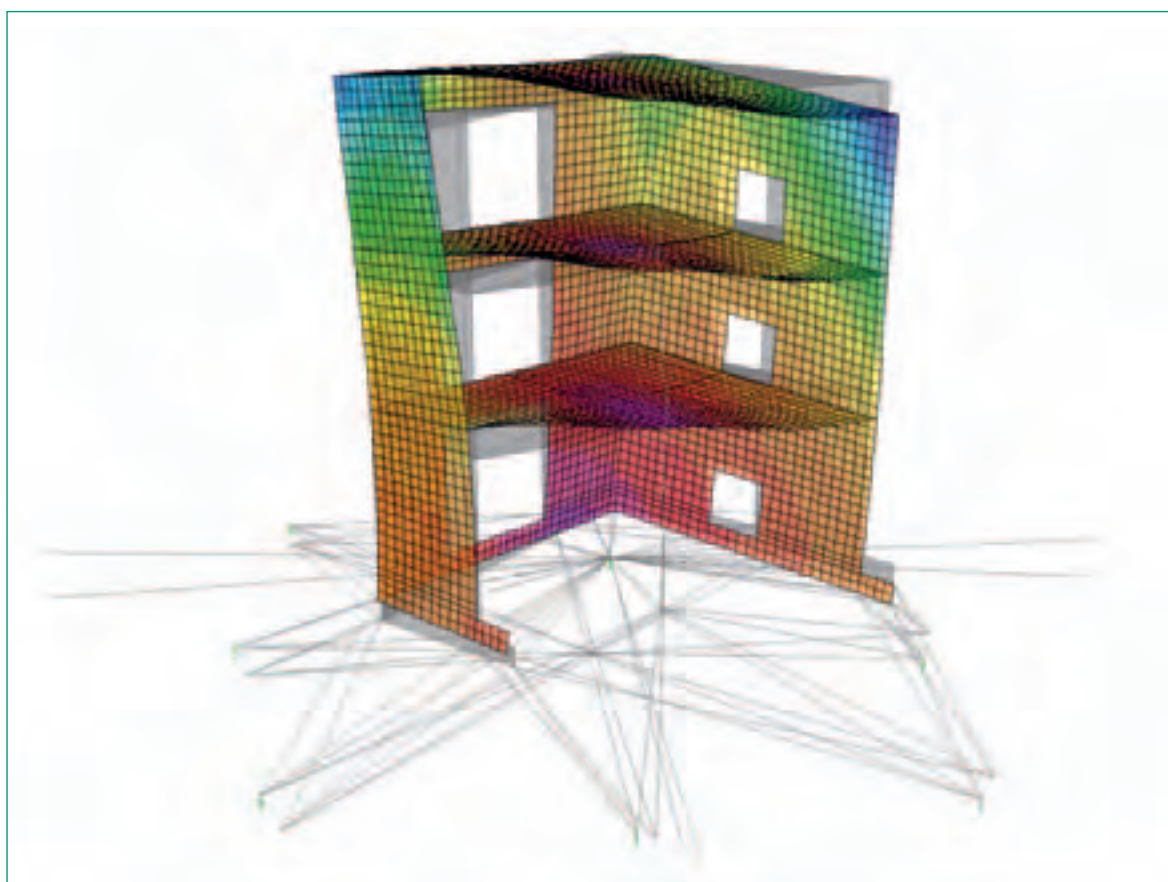
die Bauwerksschwingungen und die Etagenantwortspektren mit unterschiedlichen Methoden berechnet, diese untereinander und mit den Versuchsergebnissen verglichen und damit die Möglichkeiten und Grenzen der Berechnungsmethoden aufgezeigt. In einer zweiten Phase (2009–2010) wurden die Modelle und Methoden auf Grund der Vergleiche verfeinert und Berechnungen bis zum Tragwerksversagen durchgeführt, mit Fokus auf die Einflüsse der Unsicherheiten in der Anregung und in den Modellparametern. Damit wurden Erkenntnisse für die Berechnung von Verletzbarkeitskurven (fragility curves) gewonnen.

Das Team ENSI/Basler & Hofmann modellierte das Tragwerk im Rahmen der ersten Phase mit dem Programm PERFORM 3D. Es wurden Ergebnisse erzielt unter anderem zu Eigenfrequenzen, Verformungen, Dehnungen und Spannungen. Die in Versuchen gemessenen Eigenfrequenzen waren generell tiefer als die modellierten. Grund dafür war der Einfluss des Rütteltisches. Das Vorgehen und die Ergebnisse der ersten Phase sind in einer Publikation zusammengefasst (SMiRT-20, August 2009, Division 5, Paper 1900).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurde die zweite Phase weiterbearbeitet. Deren Hauptziel war es, in einer Parameterstudie und einer Verletzlichkeitsstudie deterministische Modelle zu entwickeln, um den Einfluss der wichtigsten Modellannahmen auf das dynamische Verhalten des Tragwerks zu untersuchen. Für diese Phase diente dem Team ENSI/Basler & Hofmann das Computerprogramm MATLAB, mit welchem die grosse Datenmenge aus den insgesamt 42 deterministischen PERFORM 3D-Modellrechnungen verarbeitet werden konnte. Die Modellvariationen der Parameterstudie betreffen den Elastizitätsmodul des Betons, die Fließgrenze des Bewehrungsstahls, die Dämpfung und die nicht tragende Zusatzmasse. Für zwei ausgewählte Erdbebenstärken wurden nichtlineare Zeitverlaufsanalysen durchgeführt.

Die Verletzlichkeitskurven wurden für zwei Schadenindikatoren berücksichtigt, nämlich die maximale Stockwerk-Schiefstellung und die Abnahme der Eigenfrequenz. Für diese Indikatoren wurden je drei Schadenstufen betrachtet. Mit künstlichen Beschleunigungs-



Figur 6: Torsions-Eigenform der Vorausrechnung: SMART-Testkörper modelliert mit Schalenelementen, Rütteltisch und dessen Lagerung modelliert mit Stabelementen (Quelle: Basler & Hofmann).

zeitverläufen, die das Bemessungsspektrum des getesteten Tragwerks repräsentieren, wurden nichtlineare Zeitverlaufsanalysen durchgeführt. Die Verletzlichkeitskurven wurden sodann für die Erdbeben-Kenngrößen Maximale Bodenbeschleunigung (Peak Ground Acceleration), Kumulative Absolute Geschwindigkeit (Cumulative Absolute Velocity) und Maximale Spektrale Bodenverschiebung (Peak Ground Spectral Displacement) bestimmt. Bei der Kombination der Unschärfe der Werte aus der Parameterstudie mit den Verletzlichkeiten kam die Monte-Carlo-Methode zur Anwendung.

Der vom Organisator des SMART-Programms vorgesehene Vergleich der Resultate der Teilnehmer der zweiten Phase lag bis Ende des Berichtsjahres noch nicht vor.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt liefert wertvolle Erkenntnisse zu zahlreichen Teilaspekten der Ermittlung der Erdbebensicherheit typischer Kernkraftwerksbauten. Es sind dies vor allem:

- Verhalten der Tragwerke im Bereich zwischen der Auslegungsgrenze und dem Versagen
- Effektive und rechnerisch nutzbare Tragreserven
- Vergleich und Interpretation linearer und nichtlinearer Berechnungen
- Einfluss des nichtlinearen Materialverhaltens bei extremer Anregung
- Einfluss des Torsionsverhaltens und der Nichtlinearitäten auf die Etagenantwortspektren (Figur 6)
- Einfluss der Streuungen von Erdbebenanregung und Modelleigenschaften auf das Erdbebenverhalten (Beanspruchungen, Etagenantwortspektren, Verletzlichkeitskurven)
- Aufzeigen der Möglichkeiten zur Bestimmung von Verletzlichkeitskurven mit nichtlinearen Finite-Elemente-Modellen

Die Berechnungen mit modernen Methoden und Rechenprogrammen dienen zur besseren Beurteilung der Erdbebensicherheit sowohl bei der Auslegung neuer und der Requalifikation bestehender Tragwerke, als auch zur Beurteilung probabilistischer Sicherheitsanalysen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im Jahr 2011 ist einerseits der Vergleich der Resultate der Teilnehmer für die Phase 2 zu erwarten, welcher weitere Erkenntnisse zur Variabilität der Ergebnisse liefern dürfte. Das Team ENSI/Basler & Hofmann wird dies weiter verfolgen. Zudem ist beim Organisator CEA ein vertiefendes Programm SMART-2011 mit weiteren Tests

geplant, an welchem eine Teilnahme seitens des ENSI geprüft wird.

Es ist zu erwarten, dass die Gesuchsteller aktuelle Berechnungsmethoden einsetzen, um die Tragreserven so realistisch wie möglich auszuweisen. Das ENSI ist gefordert, innovative Anträge kritisch und kompetent zu beurteilen. Damit zukünftig Unklarheiten bezüglich der Erdbebenbemessung vermieden werden, sind allgemeine Randbedingungen auch für nichtlineare Berechnungsmethoden (Anwendungsbereiche, Modellierung, Materialgesetze) vorzugeben, beispielsweise in Richtlinien. Erkenntnisse aus diesem Projekt können als Grundlage zur Definition dieser Randbedingungen dienen.

Der stetige internationale Erfahrungsaustausch ist in diesem Fachgebiet wichtig und soll unter anderem mit solchen Projekten weiter gepflegt werden.

1.4. Menschliche Faktoren

Übergeordnetes Ziel in diesem Bereich ist die Reduktion der Unsicherheit menschlicher Handlungen bei der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), die das Risiko von Störfällen in Kernkraftwerken quantitativ erfasst. Der Bereich umfasst vor allem zwei Schwerpunkte. Einerseits geht es um den Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung. Dabei wird vor allem die Zuverlässigkeit des Operateurverhaltens unter verschiedenen Bedingungen mit der so genannten Human Reliability Analysis (HRA) untersucht. Während die versehentliche Unterlassung erforderlicher Eingriffe relativ gut untersucht ist, sind fehlerhafte Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen können, weniger gut erforscht. Diese so genannten Errors of Commission werden daher im Projekt HRA systematisch identifiziert und quantifiziert. Zweiter Schwerpunkt ist der Einfluss der Kontrollraumgestaltung auf die Leistung der Operateure (Human-System Interface).

1.4.1. OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation

Auftragnehmer: Halden Reactor Project, Norwegen
Projektbegleiter: Markus Straub (ENSI), Vinh Dang (PSI)
Bericht der Forscher im Anhang A

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) verfolgt die zwei Stossrichtungen Brennstoff- und Materialverhal-

ten und Mensch-Technik-Organisation. Einleitende, allgemeine Bemerkungen zum HRP finden sich im Kap. 1.1.1. dieses Berichts, in dem die Resultate aus dem Bereich Brennstoff- und Materialverhalten zusammengefasst sind.

Die Forschungsarbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation (MTO) umfassen hauptsächlich Studien zur menschlichen Zuverlässigkeit bzw. Leistungsfähigkeit, die Konzeption und Bewertung von Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen (Human-System Interface HSI), elektronische Visualisierungs-Instrumente sowie die Verlässlichkeit von Computer-Software. Diese Themen spielen eine wichtige Rolle für den sicheren Betrieb bestehender Kernanlagen, für die Modernisierung von Kontrollräumen und digitalen Systemen sowie für die Auslegung zukünftiger Kernkraftwerke.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Bereich menschliche Zuverlässigkeit wird der Einfluss von Arbeitsumgebung und Organisation auf die Sicherheit untersucht. Ein Ziel der aktuellen Forschung ist es, Methoden für Zuverlässigkeitsanalysen von Operateurhandlungen (Human Reliability Analysis HRA) bewerten zu können. Grundlage für die Bewertung sind Daten, die in Experimenten mit Operateur-Teams unter simulierten Notfallbedingungen im Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB) gewonnen wurden. Die Testergebnisse werden derzeit von 13 Wissenschaftlergruppen mit den Voraussagen ihrer Methoden verglichen. Im Jahr 2010 wurde zudem eine Folgestudie in einem

amerikanischen Kernkraftwerk gestartet, an der das HRP beteiligt ist.

Ziel der Arbeiten im Bereich HSI ist die Unterstützung von Anlagenmodernisierungs-Projekten, indem mögliche Kontrollanzeige- und Steuerungselemente der nahen Zukunft im Versuchslabor implementiert und bewertet werden. In einer Studie arbeiteten Operateure mit innovativen automatisierten Systemen. Bisher konnte jedoch keine Verbesserung beim Erkennen von Prozessabweichungen aufgezeigt werden, das heisst die HSI müssen weiter optimiert bzw. noch besser auf die menschlichen Fähigkeiten abgestimmt werden. Methoden für die Validierung von HSI sind ein weiteres Forschungsthema mit Blick auf deren behördliche Zulassung in Kernanlagen. Im Zusammenhang mit Outage Control Centers – speziellen Kontrollzentren für die Revisionsabstellungen – sind Untersuchungen zur Eignung von Schnittstellen mit Berührungseingabe (Touch Interfaces) und deren Integration in HSI im Gang.

Elektronische Visualisierungs-Instrumente, die mit virtueller Realität arbeiten, haben sich als viel versprechend sowohl für die HSI-Gestaltung als auch für die Planung und Schulung herausgestellt. Eine Prototyp-Software für die Bewertung von 3D-Modellen von Kontrollraum-Auslegungen wurde entwickelt. Im Weiteren wurden ein Hilfsmittel zur Strahlungsfeld-Visualisierung für portable Geräte und ein zugehöriger Prüfstand entwickelt, was ein entscheidender Schritt in Richtung Feldversuch ist. Dieses Hilfsmittel besteht aus einem Echtzeitsystem zur Positionsbestimmung in Innenräumen und einem Strahlungsrechner mit Visualisierungs-Software.



Figur 7: Im Halden-Labor für virtuelle Realität (Quelle: Halden Reactor Project).

Bei komplexen technischen Systemen wie Kernkraftwerken ist der Einfluss von Software und digitaler Leittechnik auf die Sicherheit eine zentrale Fragestellung. Das Erheben der Anforderungen (Requirements Engineering) ist ein Schlüsselement der Sicherheit von digitalen Systemen. Anhand der Erfahrungen in der Nuklearindustrie und in anderen Industrien werden Vorgaben für das Requirements Engineering entwickelt, die beispielsweise bei der Modernisierung sicherheitsrelevanter Leittechnik zur Anwendung kommen. Für Sicherheitsanalysen bedeutsam ist ein HRP-Projekt zur Entwicklung einer Testmethode für Software, die aus Komponenten zusammengesetzt ist, die bereits in bestehenden Systemen genutzt werden. Ein weiterer Forschungsbereich des HRP betrifft Techniken zur Online-Überwachung, die wichtig für die Validierung von Signalen und die Entdeckung von Fehlern sind.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Ziel im Bereich HSI-Design ist es, Stärken und Schwächen der Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen zu bestimmen und Lösungen zu deren Optimierung zu erarbeiten. Daraus folgen auch innovative Ansätze, wie Kontrollräume am benutzerfreundlichsten zu gestalten sind. Experimente zeigen, inwieweit die Einführung neuer Technologien die Leistungsfähigkeit der Operateure in kritischen Situationen beeinflusst. Die Resultate liefern gleichzeitig erste Antworten auf die Frage, wie die Operateure in Zukunft geschult werden sollen. Elektronische Visualisierungs-Instrumente, die mit virtueller Realität arbeiten, können dazu beitragen, die Strahlenexposition bei Arbeiten im Kernkraftwerk zu reduzieren. Die Studien im Bereich HRA dienen dazu, Analysemethoden für Auslöser und Wahrscheinlichkeit von menschlichem Versagen weiter zu verbessern. Die immer grösser werdende Abhängigkeit auch der nuklearen Sicherheitstechnik von rechnerbasierten Systemen ist ein zentrales Forschungsthema im HRP. Die diesbezüglichen Arbeiten dienen dazu, die Zuverlässigkeit solcher Systeme weiter zu verbessern.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im Berichtsjahr wurde das Programm für die kommende Dreijahresperiode 2012–14 aufgelegt (siehe Ausblick und Verbesserungsvorschläge in Kap. 1.1.1.). Eine Bewertung des laufenden Dreijahresprogramms wird im Rahmen des vom 2. bis 7. Oktober 2011 im norwegischen Sandefjord stattfindenden Enlarged Halden Programme Group Meeting vorgenommen werden. An

diesem alle eineinhalb Jahre durchgeführten Symposium versammeln sich in der Regel rund 250 Projektbeteiligte aus allen Mitgliedsstaaten sowie Mitarbeitende aus Halden selbst. Mit Präsentationen und Postersitzungen wird während einer Woche ausführlich über die neusten Resultate in den beiden HRP-Forschungszweigen Mensch-Technik-Organisation sowie Brennstoff- und Materialverhalten informiert.

1.4.2. Human Reliability Analysis

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Gerhard Schoen
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Mit der Human Reliability Analysis (HRA) wird der Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken untersucht. Die HRA analysiert diese Handlungen und bewertet ihre Zuverlässigkeit unter Berücksichtigung der entsprechenden Randbedingungen wie zum Beispiel das für die Handlung zur Verfügung stehende Zeitintervall, die Komplexität der Handlung, die Ausbildung der Operateure und deren Hilfsmittel (insbesondere Vorschriften).

Das übergeordnete Ziel der Forschung im Bereich HRA ist die Reduktion der Unsicherheit bei der probabilistischen Bewertung von Operateurhandlungen. Vor diesem Hintergrund bearbeitet das PSI im Rahmen dieses Forschungsprojekts folgende drei Hauptthemen:

- **Errors of Commission (EOC):** Es ist Stand der Technik, mit der HRA Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalls gefordert sind, aber unterlassen werden. Hingegen fehlt ein etabliertes Verfahren zur systematischen Identifizierung und Quantifizierung von ungeplanten menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, den so genannten EOC. In diesem Zusammenhang soll die vom PSI bereits entwickelte Methode verfeinert und für Schweizer Kernkraftwerke angewendet werden.
- **Anwendung von Simulatorstudien:** Es soll untersucht werden, inwieweit Simulatorstudien für die Bewertung wie auch für die Verbesserung der HRA-Methoden verwendet werden können.
- **Wissensbasis bezüglich der Wirkungen von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit:** Die diesbezügliche internationale Erfahrung soll erfasst werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2010 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- **EOC:** Bereits im Rahmen eines Vorgängerprojekts wurde die so genannte Commission Errors Search and Assessment Methode (CESA) entwickelt und für zwei Schweizer KKW angewendet. Im Berichtsjahr wurde der Ansatz von CESA zur Quantifizierung von EOC mit zwei anderen Methoden (ATHEANA und MERMOS) anhand von Fallbeispielen aus einer Simulatorstudie verglichen. Der Vergleich zeigt, dass CESA die relevanten Einflussfaktoren für die Zuverlässigkeit von Operateuren identifiziert und plausible Ergebnisse für die Quantifizierung der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Handlungen liefert. Mögliche Verbesserungen betreffen insbesondere die Untermauerung der CESA-Anleitung mit Beispielen, die genauere Beschreibung einzelner Analyseschritte und die Erweiterung der zu Grunde liegenden Datenbasis. Die Auswahl eines weiteren Schweizer Kernkraftwerks für die Anwendung von CESA sowie die Einarbeitung der PSI-Gruppe in die entsprechenden Stör- und Notfallvorschriften sind für das Jahr 2011 geplant.
- **Anwendung von Simulatorstudien:** Schwerpunkt von diesem Teilprojekt bildet zunächst eine US-amerikanische Simulatorstudie, die dazu genutzt werden soll, verschiedene HRA-Methoden zu bewerten. Plangemäss wurden im Berichtsjahr mit Hilfe von US-amerikanischen Betreibern Simulordaten für zwei Szenarien erfasst. Parallel dazu haben verschiedene Expertenteams ihre Analysen zur Vorhersage der Fehlerwahrscheinlichkeiten erstellt. Das PSI ist in die Planung der Simulatorstudie, in die Erfassung und Auswertung der Daten sowie in die Methodenbewertung involviert. Ein Vergleich der Simulordaten mit den Bewertungen der Experten soll im Jahr 2011 erfolgen. Zu einem späteren Zeitpunkt ist vorgesehen, dass das PSI auf Grund solcher Studien eine Anleitung zur Durchführung und Nutzung von Simulatorstudien erstellt. Ferner soll anhand eines Fallbeispiels geprüft werden, inwieweit dynamische Modelle genutzt werden können, um die Ergebnisse von Simulordaten zu untersuchen.
- **Wissensbasis bezüglich der Wirkungen von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit:** Wie geplant, wurde im Berichtsjahr mit der Erstellung einer Übersicht über die weltweit aufgetretenen Erdbeben, bei denen auch Kernkraftwerke betroffen waren, begonnen. In einem weiteren Schritt sollen mit

Hilfe eines Fragebogens zusätzliche Angaben zu diesen Erdbeben so weit als möglich erfasst werden. Die Informationen sollen dazu dienen, die wichtigen Einflussfaktoren von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen zu belegen und daraus Empfehlungen für die Anwendung von HRA-Methoden abzuleiten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Ereignisse in Kernanlagen zeigen, dass unerwünschte Handlungen, die den Störfallablauf negativ beeinflussen, von grosser Bedeutung sein können. EOC sind risikotechnisch bislang schwer fassbar, da theoretisch sehr viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Der Einfluss nicht oder nur unvollständig ausgeführter Operateurhandlungen auf den Ablauf eines Störfalls wird schon heute erfolgreich in Risikoanalysen modelliert. EOC werden hingegen mangels etablierter Analysemethoden in den Risikomodellen für Kernkraftwerke bislang kaum berücksichtigt. Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potenzielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert und quantifiziert werden. Das Projekt zielt darauf ab, die Grundlagen zur EOC-Analyse weiter zu verbessern, so dass eine realistischere Risikoanalyse ermöglicht wird.

Neben der langfristig genaueren Bestimmung des Anlagerisikos bewirkt dieses Forschungsvorhaben auch eine Betrachtung der Störfallvorschriften aus der Optik der EOC. Für Fallbeispiele werden Störfallvorschriften von Kernkraftwerken in der Schweiz herangezogen und aus dem Blickwinkel dieser Forschung hinterfragt. Die EOC-Analyse für ein drittes schweizerisches Kernkraftwerk wird deshalb als sehr positiv bewertet.

Die Untersuchungen zur Nutzung von Simulatorstudien sowie zur Wirkung von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit zielen darauf ab, die Unsicherheit der HRA-Methoden längerfristig zu reduzieren, was im Sinne einer Verbesserung der Risikoanalyse sinnvoll ist. Das im HRA-Projekt erarbeitete Wissen steht dem ENSI im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit zur Verfügung. Seit 1999 liefern die PSI-Forscher Expertisen zur Überprüfung von werkspezifischen HRA-Studien.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das Projekt verläuft bisher plangemäss. Für das Jahr 2011 sind folgende Arbeiten geplant:

- die Verfeinerung der Methodenbeschreibung von CESA in Bezug auf die Quantifizierung von EOC,

- der Beginn der Arbeiten zur Anwendung von CESA für ein weiteres Schweizer Kernkraftwerk,
- der Vergleich der erhobenen Simulatordaten mit den Expertenschätzungen und
- die Erstellung eines Fragebogens zur Erhebung von Informationen, welche für die Bewertung der Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen zur Bewältigung eines schweren Erdbebens relevant sind.

1.5. Systemverhalten und Störfallabläufe

Dieser Bereich betrifft die in der Reaktoranlage und im Containment ablaufenden Prozesse, ausgehend vom Normalbetrieb über Änderungen des Reaktorverhaltens, die bei Störfällen in kurzer Zeit ablaufen können, bis hin zu Kernschmelz-Unfällen. Für so genannte deterministische Sicherheitsanalysen werden Computermodelle dieser Vorgänge erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Sie dienen auch als Grundlage für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen. Zunehmend werden verschiedene Modelle gekoppelt, um das Anlageverhalten umfassender simulieren zu können. Das ist auch wichtig für die Beurteilung der Sicherheitseinrichtungen neuer Kernkraftwerke. Diese verwenden vermehrt so genannte passive Komponenten, die als zuverlässiger gelten im Vergleich zu aktiv betriebenen Komponenten wie Pumpen. Sie funktionieren allein auf der Grundlage einfacher physikalischer Vorgänge, welche an die in der Anlage ablaufenden Phänomene wie Druck- und Temperaturänderungen gekoppelt sind.

1.5.1. STARS – Sicherheitsforschung bezüglich Transientenanalysen der Reaktoren in der Schweiz

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
 ENSI-Projektbegleiter: Torsten Krietsch, Andreas Gorzel
 Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Mit dem Projekt STARS wurde die seit 1988 erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen dem ENSI und dem PSI im Bereich der Sicherheitsanalysen im Rahmen einer neu initiierten Projektphase fortgesetzt. Die Aufgabe des STARS-Projekts sind die Pflege und Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung

von deterministischen Sicherheitsanalysen. Diese schliessen Kritikalitätsuntersuchungen sowie das Anlageverhalten vom Normalbetrieb bis zu auslegungsüberschreitenden Störfällen (bis zum Kernschmelzen) ein.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Die Weiterentwicklung und Validierung des Brennstoffprogramms FALCON für die Simulation von Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfällen wurde fortgesetzt. Insbesondere wurden die Randbedingungen für einen Kühlmittelverlusttest am OECD-Haldenreaktor 2011 festgelegt und die Auswirkungen eines grossflächigen Kühlmittelverlust-Störfalls auf das Brennstoffverhalten des Europäischen Druckwasserreaktors EPR analysiert. Die Modellierung der Wechselwirkungen zwischen Brennstofftablette und Hüllrohr wurde verbessert. Die Nachberechnung von Leistungsrampenversuchen zeigte, dass die kritische Ringspannung für den Verlust der Integrität des Hüllrohrs gut berechnet werden kann. Zudem wurde ein zweidimensionales Modell entwickelt, das erlaubt, die mechanischen Belastungen des Hüllrohrs durch geschädigte Oberflächen von Brennstofftabletten zu quantifizieren.

Reaktorkern

Eine Unterkanal-Analysemethode für die Bestimmung des Abstands zu Siedeübergangsleistungen in Brennelementen wurde weiterentwickelt; die Nachrechnung eines OECD-Vergleichstest (Benchmark) zeigte eine zufrieden stellende Übereinstimmung. Die Aufdatierung der Kernfolgerechnungen für KKL wurde fortgesetzt. Durch mehrere Modellverbesserungen, die u.a. die nodale Modellierung teillanger Brennstäbe betraf, konnten die Abweichungen zu den Messwerten weiter reduziert werden. Verbesserungen bei der Modellierung von Mischoxid (MOX)- und wieder angereichertem Brennstoff für das KKW Gösgen führten auch hier zu einer deutlichen Verbesserung der Genauigkeit, wie Vergleiche mit der tatsächlichen kritischen Borkonzentration im Primärkreislauf zeigten. Es wurde begonnen, eine Methode zu entwickeln, die die Nachrechnung von Kernparametern von Druckwasserreaktoren analysiert, um Trends in den Abweichungen zu ermitteln. Erste Ergebnisse zeigten, dass die Abweichungen an der axialen Kernperipherie am grössten sind und lokal stark variieren können. Verbesserungspotenzial wurde erkannt für die Modellierung von oberen und unteren Reflektoren, von MOX-Brennelementen und von Steu-

erelementen. Für Stabilitätsanalysen des KKW Leibstadt wurden der Reaktorkern und die ihn umgebenden Strukturen mit dem dynamischen 3D-Reaktorcode SIMULATE-3K modelliert. Die Nachrechnungen von Stabilitätstests aus dem 19. Brennstoffzyklus zeigten eine etwas genauere Reproduktion der Versuchsdaten als mit den bisherigen Methoden.

Transientenanalysen

Zur Unterstützung der Arbeitsgruppe «Deterministische Sicherheitsanalysen» des ENSI wurde der CAMP-Vertrag des PSI und des ENSI mit der U.S.NRC zur gemeinsamen Nutzung des Systemcodes TRACE unterzeichnet. Damit ist das ENSI befähigt, im Rahmen der deterministischen Sicherheitsanalysen eigene Rechnungen mit TRACE durchzuführen. TRACE ist ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Programm für die Simulation des Systemverhaltens von Leichtwasserreaktoren. Die Eingabedaten für TRACE (Input-Decks) für alle schweizerischen Kernkraftwerke, jeweils entwickelt für eine spezielle Störfallanalyse, wurden dem ENSI mit den zugehörigen technischen Berichten zur Nutzung überlassen. Diese stellen einen wichtigen Beitrag für die Entwicklung deterministischer Sicherheitsanalysen am ENSI dar. Die vom PSI durchgeführten Entwicklungen und Validierungen sind unabhängig von den eigenen Entwicklungen des ENSI und bilden die Basis für die weitere Zusammenarbeit. STARS leistet Unterstützung und Schulung der Fachspezialisten des ENSI zur Weiterentwicklung der Input-Decks und bei der Arbeit mit TRACE, beispielsweise bei der Einbindung der Punktkinetik in die Input-Decks.

Die Modellierung der schweizerischen Kernanlagen mit dem Systemcode TRACE wurde durch STARS konsequent fortgesetzt. Es wurden methodische Neuentwicklungen durchgeführt, beispielsweise für die Reaktoren der neuen Generation oder für bestehende Reaktoren. Die Modelle wurden anhand verschiedener Methoden validiert: mittels Nachrechnungen für Transienten bestehender Anlagen, Experimenten an gross-technischen Versuchsanlagen im Rahmen von Benchmark-Programmen oder durch den Vergleich mit anderen Rechenprogrammen, deren Eignung bereits nachgewiesen war. Ein Beispiel ist die Verifikation eines TRACE-EPR-Modells für verschiedene Kühlmittelverlust-Störfälle aus kleinen und grossen Lecks am ROSA-Versuchsstand bzw. durch Vergleichsrechnungen mit dem Systemcode S-RELAP5.

STARS hat für das ENSI die Überprüfung der Randbedingungen und Nachrechnungen des Auslegungsstö-

falls «Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmitteleitung des Kernkraftwerks Gösgen» inklusive Parameterstudien durchgeführt. Es war das Ziel, die Konservativität der bisherigen Berechnungen bei der Verwendung einer axialen Leistungsverteilung als flache Kosinusverteilung im Hinblick auf die maximalen Hüllrohrtemperaturen zu bewerten. Darüber hinaus wurden die Sensitivitäten der Ergebnisse in Abhängigkeit von verschiedenen Randbedingungen bewertet. Die Ergebnisse sind von Bedeutung für die Stellungnahme des ENSI zur periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKW Gösgen.

Weitere Schwerpunkte der Entwicklungen liegen im Bereich der Kopplung von Methoden, beispielsweise des Systemcodes TRACE mit Simulationsprogrammen für die Fluidynamik (Computational Fluid Dynamics CFD). Im Bereich Multiphysik erfolgen vorwiegend dynamische Kopplungen der Thermohydraulik des Reaktors und des Primärkreislaufs mit der dreidimensionalen Kinetik des Reaktorkerns. STARS ist in diesem Bereich sowohl in europäischen OECD-Forschungsprojekten als auch in spezifischen Entwicklungen im Bereich schweizerischer KKW tätig. So wurde das Input-Deck für das KKW Leibstadt für die Durchführung von Störfallanalysen für Transienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS-Störfallanalysen) vorbereitet. Dafür wurde es mit einer Kopplung zwischen TRACE und dem 3D-Reaktorkernmodell S3K versehen und weiter ausgebaut. Auf der Basis dieser Entwicklung hat STARS die Berechnung des auslegungsüberschreitenden Störfalles «Schliessen aller Frischdampf-Isolationsventile unter ATWS-Bedingungen hinsichtlich des Einflusses von Brennelementen mit teillangen Brennstäben sowie des Speisewasser-Runbacks» durchgeführt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das STARS-Projekt ist zertifiziert gemäss ISO 9001:2008 und stellt mit seinen Methoden und seinem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren dar. Es unterstützt das ENSI bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, z. B. hinsichtlich Anlageänderungen oder Vorkommnissen. Die dazu notwendigen Arbeiten sind

- die Durchführung von Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Analysemethoden;
- die Durchführung von unabhängigen Sicherheitsanalysen und anderen Analysen auf Anforderung des ENSI aus seiner Aufsichtstätigkeit heraus (On-Calls).

Dank der Kapazität der Projektgruppe STARS können stationäre und instationäre neutronenphysikalische und thermohydraulische Berechnungen für Systeme, Reaktorkerne und andere Konfigurationen wie Lager oder Behälter durchgeführt werden. Damit kann das ENSI im Rahmen seiner Aufsicht über die schweizerischen Kernkraftwerke sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die Wirksamkeit (Integrität) der hintereinander gestaffelten Barrieren fundiert beurteilen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Es ist das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Methoden bereitzustellen, um anspruchsvolle Forschungsaufgaben zum weiteren sicheren Betrieb der Kernkraftwerke in der Schweiz bearbeiten zu können. Dies bedingt die Qualifikation und Validierung der entwickelten Methoden unter Beteiligung an internationalen Forschungsprogrammen und wissenschaftlichen Expertengruppen. Darauf aufbauend soll das ENSI beim weiteren Aufbau eigener Kompetenzen für die deterministische Sicherheitsanalyse weiter unterstützt werden. Im Bereich Reaktorkern soll im Jahre 2011 die Aktualisierung der Kernfolgerechnungen für alle schweizerischen Anlagen weitergeführt werden.

1.5.2. PASSPORT – Methodik für die Analyse der Wirksamkeit von passiven Sicherheitssystemen

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Thomas Wintterle
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Projekt PASSPORT untersucht das Verhalten und die Wirksamkeit von passiven Sicherheitssystemen, die besonders in den neuen Kernkraftwerken der dritten Generation zum Einsatz kommen. Passive Systeme funktionieren allein auf der Grundlage einfacher physikalischer Gesetzmässigkeiten wie der Schwerkraft. Daher gelten sie als zuverlässiger im Vergleich zu aktiv betriebenen Komponenten wie beispielsweise Pumpen. Die Besonderheit gegenüber den bisher vorrangig aktiven Sicherheitssystemen zur Beherrschung von Auslegungsfällen besteht in einer wesentlich stärkeren Kopplung der Vorgänge im Primärkreislauf mit Prozessen im Sicherheitsbehälter (Containment). Heute liefert die dy-

namische Modellierung von Störfällen in der Reaktor-anlage meist nur die Eingabedaten (den so genannten Inputterm) für die Simulation des Containmentverhaltens. Rückkopplungen sind nur schwach ausgeprägt. Bei vielen passiven Sicherheitssystemen ist diese Rückkopplung jedoch entscheidend für die Funktion der Systeme und muss daher auch bei der deterministischen Berechnung des Störfallverhaltens berücksichtigt werden. So beeinflusst der Containmentdruck beispielsweise entscheidend die Fördermenge von hydrostatischen Flutungssystemen für die Kernkühlung.

Das Ziel von PASSPORT ist die Entwicklung einer neuartigen deterministischen Methode zur Berechnung des Verhaltens passiver Sicherheitssysteme. Diese Methode soll bei der Bewertung von Kernkraftwerken der dritten Generation im Bereich der Auslegungsfälle angewandt werden. Bisher wurde mit der Nutzung aktiver Sicherheitssysteme eine enge Kopplung zwischen der Primärseite des Kühlkreislaufs und dem Containment nicht benötigt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Abläufe im Primärkreislauf können gut mit eindimensionalen thermohydraulischen Rechenprogrammen (so genannten Systemcodes) berechnet werden; hingegen werden die dreidimensionalen Vorgänge im Containment mit eindimensionalen Rechenprogrammen nur unzureichend wiedergegeben. Dafür liefern die dem Stand der Technik entsprechenden 3D-Rechenprogramme gute Ergebnisse, diese sind aber wiederum nicht geeignet für die Berechnung der Vorgänge im Primärkreislauf. Im Projekt werden deshalb Möglichkeiten einer engen Kopplung der Thermohydraulik-Codes des Reaktors und des Containments untersucht. Es ist das Ziel, ein für praktische Analysen geeignetes Programm zu entwickeln und zu validieren.

Das Projekt konnte nach Abschluss des Vertrages Mitte 2010 mit der Ausschreibung der Stellen im dritten Quartal starten. Die Gewinnung zweier qualifizierter Mitarbeiter (Post-Docs) wurde Ende 2010 erfolgreich abgeschlossen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt liefert einen Beitrag zur Bewertung passiver Sicherheitssysteme für Kernkraftwerke der dritten Generation. Das ENSI wie auch das PSI können im Rahmen dieses Projektes eigene Kompetenzen aufbauen, die es ermöglichen, unabhängige sicherheitstechnische

Bewertungen für passive Sicherheitssysteme vornehmen zu können. Diese Bewertungen werden – je nach projektiertem Kraftwerkstyp – für die Begutachtung der Baubewilligungsgesuche neuer Kernkraftwerke im Falle einer erteilten Rahmenbewilligung benötigt.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die beiden neuen Mitarbeiter werden im März 2011 ihre Arbeit am Paul Scherrer Institut aufnehmen. Somit kann das Projekt im ersten Quartal 2011 mit der Bearbeitung des ersten Arbeitspunktes «Bewertung der passiven Sicherheitssysteme mit Identifikation der dominanten Phänomene» anlaufen.

1.5.3. LINX – Dynamik dünner Flüssigkeitsfilme in einer Umgebung mit Kondensation und Wiederverdampfung

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Werner Barten

Einleitung

Am Labor für Thermohydraulik des Paul Scherrer Instituts werden Experimente mit Zweiphasen-Strömung (Wasser und Dampf) in der LINX-Apparatur durchgeführt und mit Rechenprogrammen simuliert. Neben dem ENSI fördert das französische Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) dieses kürzlich begonnene Projekt. In dem damit zusammenhängenden Doktorandenprogramm soll das dynamische Verhalten von dünnen Flüssigkeitsfilmen auf einer beheizten vertikalen Oberfläche in einer Wasserdampfatmosphäre untersucht werden. Darüber hinaus sollen die Auswirkungen des sich räumlich und zeitlich verändernden Flüssigkeitsfilms auf die Effizienz des Wärmeübergangs betrachtet werden. Mit den gemessenen Daten soll ein verbessertes physikalisches Modell für Simulationsprogramme des Sicherheitsbehälters (Containment-Codes) wie ASTEC und GOTHIC entwickelt werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde erst im Herbst 2010 gestartet. Für den Doktoranden aus der Westschweiz wurde der Projektplan aufgestellt. Bis Ende des Berichtsjahres wurde ebenfalls die LINX-Anlage auf die neue Reihe von Experimenten vorbereitet. Dies ist ein auf 10 bar und 250 °C ausgelegter Druckbehälter von 3.4 m Höhe und 2 m Durchmesser, in dem vorher Experimente zur Natur-

konvektion, Kondensation und Gasvermischung durchgeführt wurden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Während Störfällen in einem Leichtwasserreaktor können auf den Oberflächen des Containments Wasserfilme kondensieren, sich bewegen und anschliessend wieder verdampfen. Diese physikalischen Phänomene sind relevant für die Sicherheit der Anlage. Sie beeinflussen unter anderem den Druck und die Temperatur im Containment sowie die Verteilung und den Transport der Gase (Luft, Dampf, Wasserstoff) und der Radioisotope innerhalb der verschiedenen Abschnitte im Containment. Diese Faktoren sind entscheidend für die Beurteilung der Integrität des Containments und eine allfällige Freisetzung von radioaktiven Stoffen (Quellterm). Zugleich können sie die Funktion von passiven Sicherheitssystemen beeinflussen (siehe auch Projekt PASSPORT).

Derzeit sind die mit der Wärme- und Massenbilanz zusammenhängenden Prozesse in einem sich bewegenden Flüssigkeitsfilm auf einer Oberfläche in den meisten Rechenodes für Leichtwasserreaktoren nur unzureichend abgebildet. Darüber hinaus bedarf auch die mechanistische Behandlung der Filmdynamik in den Zweiphasen-Modellen von modernen Simulationsprogrammen für die Fluidodynamik (Computational Fluid Dynamics CFD) noch der Verbesserung. Die räumlich voll aufgelöste Modellierung der dünnen Filme in diesen Codes wird auch auf längere Sicht sehr viel Rechenzeit erfordern.

Das Hauptziel dieses Projekts ist ein verbessertes Verständnis der raum-zeitlichen Dynamik eines Flüssigkeitsfilmes, das heisst der Kondensation, Bewegung und Wiederverdampfung an beheizten vertikalen Oberflächen. Damit soll für derzeitige und zukünftige Reaktoren ein physikalisches Modell entwickelt werden, um es in Rechenprogrammen für Sicherheitsanalysen einsetzen zu können.

Der fortgeschrittene ASTEC-Code soll dann vom Doktoranden als Referenz-Code zum Testen und Validieren der neuen Modelle verwendet werden. Parallel dazu wird der GOTHIC-Code am PSI verwendet werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im Januar 2011 nimmt der Doktorand seine Tätigkeit am PSI auf und lernt zunächst die LINX-Anlage kennen. Dann wird unter Beteiligung des Doktoranden die neue, verbesserte Instrumentierung in die LINX-Anlage ein-

gebaut werden. Dies schliesst auch den kürzlich an der ETH entwickelten Sensor für die räumlich aufgelöste Messung der Dicke der Flüssigkeitsschicht mit ein. Anschliessend wird der Doktorand mit Unterstützung der französischen IRSN mit der Einarbeitung in den ASTEC-Code beginnen.

Neben den erwarteten Forschungsergebnissen bietet das LINX-Projekt die Möglichkeit, den Doktoranden, der kürzlich das neue gemeinsame Masterstudium in Nukleartechnik von ETH Zürich und EPF Lausanne durchlaufen hat, zu einem Fachspezialisten für die Thermohydraulik des Containments weiterzubilden.

1.5.4. MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Peter Zinniker

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Rechenprogramm MELCOR, entwickelt von den Sandia National Laboratories (SNL) für die amerikanischen Aufsichtsbehörde USNRC, dient der Simulation von schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren. Es bildet Unfälle vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung ab. Das Programm wird laufend den aktuellen Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst. MELCOR wird sowohl vom ENSI als auch von einigen Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke benutzt.

Ein bedeutsames Phänomen bei schweren Unfällen ist die Oxidation der Brennstoff-Hüllrohre bei trockenen gelegten Brennstäben. Die Hüllrohre bestehen aus Zirkoniumlegierungen, die ständig weiterentwickelt werden. Der Aufheiz- und Oxidationsprozess von Brennstäben bei Sauerstoffeinbruch (exotherme Zirkonium-Sauerstoff-Reaktion) soll mit MELCOR realistisch berechnet werden können.

Die bestehenden Luft-Oxidationsmodelle bilden die relevanten physikalischen Prozesse nicht vollständig ab, und daher ist nicht unter allen Umständen gewährleistet, dass die Ergebnisse konservativ sind. 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. Bei Temperatursprüngen können Teile der dickeren Oxidschicht jedoch abbrechen, womit sich an

diesen Stellen die Oxidationsreaktion wieder beschleunigt und ein quasi-zyklischer Verlauf von Wachstum und Abbrechen der Oxidschicht entstehen kann. Am PSI wurde in einem Vorgängerprojekt ein Modell entwickelt, welches diesen Oxidationsverlauf des gängigen Hüllrohrmaterials Zircaloy-4 an Luft besser beschreibt. Die Entwicklung basierte auf entsprechenden Experimenten am Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), dem heutigen Karlsruher Institut für Technologie (KIT). Die Entwicklung wird im Rahmen dieses Projekts fortgesetzt. Nach der Implementierung des Modells in MELCOR wird dieses nochmals anhand von Daten aus Experimenten des OECD NEA Sandia Fuel Projects (Projekt SFP) verifiziert werden. Das Versuchsprogramm SFP wird von den SNL durchgeführt. Das PSI ist im Rahmen der MELCOR-Weiterentwicklung daran beteiligt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Weiterentwicklung des Oxidationsmodells

Das Modell wurde im Berichtsjahr weiter entwickelt und anhand von Daten aus verschiedenen internationalen Experimenten verifiziert und angepasst. Die berechneten Oxidationsverläufe stimmen jetzt gut mit den beobachteten Daten überein. Mit Unterstützung durch die SNL und das PSI wurde mit der Implementierung des Modells in MELCOR durch das Institute of Nuclear Energy Safety (IBRAE, Moskau) begonnen. Das neue Modell wird anhand von Simulationen früherer Vorfälle ohne Lufteinbruch auf Konsistenz mit dem bestehenden MELCOR-Modell geprüft. Parallel dazu wurden am PSI Teile des Modells, welche die Oxidation in reiner Luft simulieren, erfolgreich in eine lokale MELCOR-Version implementiert. Damit kann unter anderem die Analyse der Daten aus dem SFP-Projekt erfolgen. Überprüfungen mit Daten aus anderen Experimenten sind eingeleitet.

Beteiligung am Projekt SFP

Die Experimente des Projekts sollen qualitativ und quantitativ aussagekräftige Daten liefern über das Verhalten von prototypischen Materialien für abgebrannte, unbedeckte Brennelemente in einem Lagerbecken. Die nächsten Experimente mit Nachbildungen der Brennelemente von Druckwasserreaktoren (DWR) wurden vorbereitet. Sie dienen der Validierung von MELCOR und anderen Programmen zur Berechnung von schweren Reaktorunfällen. Die vorgesehenen thermo-hydraulischen Charakterisierungen werden die gleichen sein wie bei den früher durchgeführten Versuchen für Brennelemente

von Siedewasserreaktoren (SWR). Die Versuche umfassen das Aufheizen von Brennelementen in Luft bis zum Brand durch die oxidationsbedingte Zündung. Eine erste Versuchsreihe betrachtet die aufgeheizten Brennelemente selber, eine zweite Versuchsreihe untersucht die Reaktion benachbarter Brennelemente.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Oxidation der Hüllrohre bei Lufteinbruch kann zu einer beschleunigten Kernzerstörung und einer erhöhten Freisetzung von Spaltprodukten führen, speziell von stark radiotoxischem Ruthenium. Solche Situationen können während eines Unfalls mit schwerer Kernbeschädigung im Reaktorbehälter oder bei abgebrannten Brennelementen im Brennstoff-Lagerbecken oder im Transportbehälter auftreten.

Die ständige Weiterentwicklung des MELCOR-Programms und dessen Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Unfallforschung verbessert die Simulation und Risikoabschätzung schwerer Unfälle, wie dies im Rahmen von Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) gemacht wird. Zudem können die Ergebnisse Einfluss auf das Accident Management (Milderung der Unfallauswirkungen) haben. Die Richtlinie ENSI-A05 (PSA: Umfang und Qualität) nennt MELCOR als einen der Rechen-codes, die dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

Das Projekt dient zudem der Erhaltung von Fachwissen in der Schweiz. Das PSI verfolgt die Entwicklung von MELCOR und von anderen Rechenprogrammen für schwere Unfälle und gibt sein Wissen den Schweizer Benutzern weiter.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die bisherigen Untersuchungen zeigen für verschiedene Hüllrohrmaterialien einen unterschiedlich grossen Einfluss der Temperatur und der Stickstoffkonzentration auf den Oxidationsprozess. Daraus ergibt sich die Notwendigkeit, das Modell für die neuen Materialien Zirlo™ von Westinghouse und M5® von Areva zu erweitern. Mehrere Experimente zeigten auch grössere Unterschiede zwischen den Hüllrohrmaterialien im unteren Temperaturbereich. Entsprechende Modellerweiterungen in MELCOR werden helfen, Unfallsituationen mit Lufteinbruch in Brennelemente-Lagerbecken besser zu simulieren.

Das DWR-Experiment im Rahmen des Projekts SFP ist eng verknüpft mit der MELCOR-Modellentwicklung und wird 2011 durchgeführt werden. Das Oxidations-

modell soll bis 2012 in MELCOR integriert und validiert sein. Diese Erweiterungen werden das Programm MELCOR als eine Grundlage für die PSA weiter verbessern.

1.5.5. ARTIST-II – Aerosol Trapping in the Steam Generator

Auftragnehmer: Internationales Forschungskonsortium unter der Leitung des PSI

ENSI-Projektbegleiter: Thomas Schange

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Im Projekt ARTIST-II (2008–2011) werden die Forschungsarbeiten des Vorgängerprojekts ARTIST-I (2002–2007) fortgesetzt. Untersucht werden bestimmte Unfallsequenzen bei Druckwasserreaktoren, die verbunden sind mit Kernschmelzen und Containment-Bypass (Freisetzung von Stoffen unter Umgehung der Barrieren) wie dem Bruch eines oder mehrerer Dampferzeuger-Heizrohre bei fehlerhafter Isolation des Dampferzeugers. Nach heutigem Kenntnisstand haben solche Unfallsequenzen eine ausserordentlich geringe Eintretenshäufigkeit. Da bei diesem Unfalltyp jedoch radioaktive Stoffe direkt an die Umwelt abgegeben werden können, sind sie für Risikobetrachtungen von Kernkraftwerken trotzdem von grosser Bedeutung. Deshalb ist es wichtig zu wissen, welcher Anteil der bei einem solchen Unfall freigesetzten Spaltprodukte in Form von Wassertropfen und in Form von Aerosolen (feinste Partikel im Mikrometer-Bereich) auf der Primär- und Sekundärseite eines Dampferzeugers zurückgehalten werden. Das Ziel des ARTIST-Projekts ist es, diese Rückhaltungsprozesse zu identifizieren und zu quantifizieren. Die gewonnene Datenbasis soll anschliessend in die Risikobetrachtungen solcher Unfallsequenzen integriert werden, die zum Bruch von Dampferzeuger-Heizrohren führen. Das Forschungsprojekt wird in einem internationalen Konsortium durchgeführt, an dem sich insgesamt 12 Organisationen aus den USA, Japan, Niederlande, Finnland und der Schweiz beteiligen. Die Leitung erfolgt durch das PSI.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung In ARTIST-II werden verschiedene Einzelaspekte des Aerosol- und Tropfentransports untersucht, die im Laufe von ARTIST-I zusätzliche Bedeutung erlangt haben. Das Projekt ist nach räumlichen Gesichtspunkten der untersuchten Effekte im Dampferzeuger in verschiedene Teile, den so genannten Projektphasen, gegliedert. In

jeder Projektphase werden bestimmte lokale Aspekte untersucht, wobei sich die experimentellen Arbeiten im Berichtsjahr auf drei der insgesamt acht Projektphasen konzentriert haben. Die Schwerpunkte der Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2010 lassen sich wie folgt charakterisieren.

■ Aerosol-Rückhaltung in den Dampferzeuger-Heizrohren (Phase I):

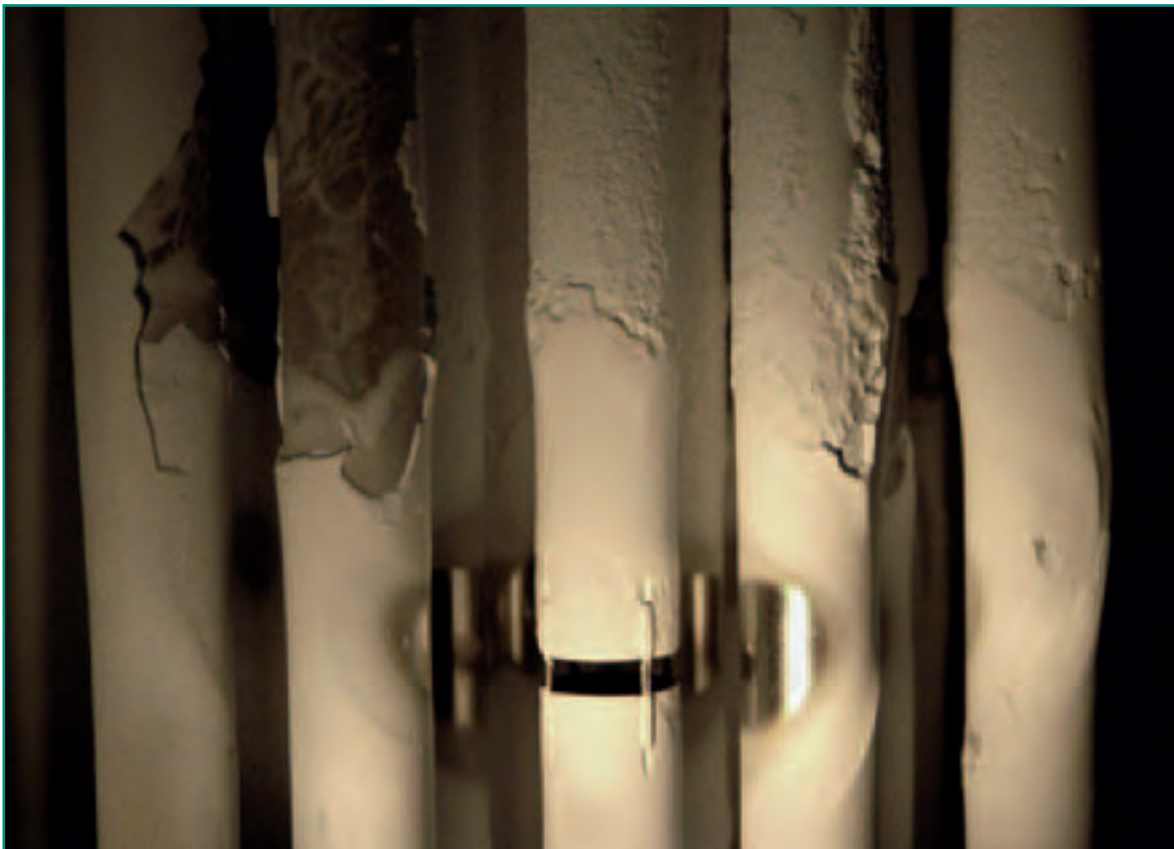
Die Ablagerungs- und Wiederaustragungsprozesse in den Dampferzeuger-Heizrohren wurden unter Bedingungen sehr hoher Gasgeschwindigkeiten (bis zu 300 m/s) in einem geraden und einem U-förmigen Heizrohr untersucht. In Ergänzung zu früheren Versuchen wurden zwei Tests mit hohen Konzentrationen von Feststoff-Aerosolen durchgeführt. Unter Verwendung von flüssigen Aerosolen konnte in zwei weiteren Tests der Einfluss auf das Rückhaltevermögen durch Trägheitsabscheidung (Impaktion) ermittelt werden. Die Impaktion steigt, wenn das Abprallen der Aerosolpartikel von der Rohrwand und damit die Resuspension (Wiederaustrag) minimiert wird.

■ Aerosol-Rückhaltung im Nahbereich des Heizrohrbruches (Phase II):

Im Nahbereich des Heizrohrbruches können sehr hohe Gasgeschwindigkeiten auftreten, die die Rückhaltung von Aerosolen entscheidend beeinflussen können. In vier Tests wurde der Einfluss des Gasdurchsatzes und der Bruchgeometrie (fischmaulförmiger und ringförmiger Bruch) untersucht. Auch hier wurde durch die Verwendung von flüssigen Aerosolen in einem weiteren Test die Resuspension durch Abprallen der Aerosolpartikel minimiert, um das Rückhaltevermögen durch Trägheitsabscheidung (Impaktion) zu isolieren.

Die Abbildung zeigt Ablagerungen durch Impaktion der verwendeten festen Testaerosole auf den nicht beschädigten Heizrohren in unmittelbarer Umgebung des beschädigten Heizrohres. Deutlich erkennbar ist das Potenzial der Rückhaltung von aerosolförmigen Spaltprodukten im Rohrbündel von Dampferzeugern.

■ Rückhaltung von Tropfen im Tropfenabscheider und im Dampftrockner (Phase VI): Hier wird das Verhalten der Tropfen bei Auslegungstorfällen untersucht. Der Heizrohrbruch befindet sich am oberen Ende des Dampferzeuger-Heizrohrbündels, so dass feinste primäre Flüssigkeitstropfen erzeugt und durch die Tropfenabscheider und Dampftrockner transportiert wer-



Figur 8: Ablagerungen von SiO_2 -Testaerosolen auf Dampferzeuger-Heizrohren in der Nähe des simulierten, ringförmigen Heizrohrbruches. Auf Grund der Schichtdicken der Aerosolablagerungen ist ein Teil bereits abgeplatzt (Quelle: PSI).

den. Zur gezielten Charakterisierung des Tropfenverhaltens im Dampftrockner werden in ARTIST-II Versuche zur Tropfenrückhaltung in einer speziell dafür konzipierten Teststrecke durchgeführt. Um die Ergebnisse in strömungsmechanischen Rechenprogrammen verwenden zu können, ist es notwendig, das dreidimensionale Geschwindigkeitsfeld am Ein- und Austritt des Dampftrockners zu charakterisieren. Solche Messungen wurden mit Hilfe optischer Messverfahren für verschiedene Gasdurchsätze durchgeführt und erfolgreich abgeschlossen.

- Anwendung der ARTIST-Datenbasis in Risikobewertungen: In einem ersten Schritt wurde eine Methodik entwickelt, mit der die vorliegende ARTIST-Datenbasis in Sicherheitsanalysen zur Risikobewertung von schweren Unfällen mit Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen integriert werden kann. Dieselbe Methodik kann sowohl für spontane Heizrohrbrüche als auch für solche Heizrohrbrüche angewendet werden, die durch schwere Unfälle induziert werden. Für den letzteren Fall wurde die Methodik erweitert. Es wurde die Versagenswahrscheinlichkeit von Heizrohrbrüchen integriert, die in Folge der bei schweren Unfällen entstehenden hohen Temperaturen und durch Einwirkung von Fremdkörpern entstehen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Durch das Projekt können die komplexen Phänomene des Aerosoltransports unter Störfallbedingungen besser verstanden werden. Diese Erkenntnisse können zudem in PSA-Studien integriert werden. Das ermöglicht es unter Umständen, weitere Empfehlungen für die Massnahmen zur Unfallbeherrschung (Accident Management) in den Kernkraftwerken abzuleiten. Ferner kann das vertiefte Verständnis dieser Störfallabläufe zu einer realistischeren Quellterm- und Dosisprognose für den Ereignisfall beitragen und so helfen, die effektiv notwendigen Notfallschutzmassnahmen anzuordnen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im folgenden (letzten) Projektjahr 2011 ist geplant, die Experimente der Phase VI zum Tropfenverhalten und zur Tropfenabscheidung im Dampftrockner sowie die Messung des drei-dimensionalen Geschwindigkeitsfeldes im Nahbereich des Heizrohrbruches (Phase II) abzuschliessen.

Der wesentliche Teil der Arbeit ist die Synthese der Ergebnisse des gesamten ARTIST-Projektes und die Verwendung des Datenmaterials zur Risikobewertung von

Unfallsequenzen mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch. Die wesentlichen Ergebnisse des Projekts sollen in einem Abschlussbericht zusammengefasst werden.

1.5.6. MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions during Severe Accidents in LWR

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH) Stockholm

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Programm MSWI wird von der schwedischen Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt. Neben dem ENSI fördern als weitere Partner die schwedische Sicherheitsbehörde (SSM), schwedische Kraftwerksbetreiber sowie die EU (SARNET-Programm) die Projektarbeiten. Seit dem Beginn seiner Teilnahme am Programm (1996) kann das ENSI direkt auf alle erarbeiteten Resultate zugreifen und hat die Möglichkeit, die Forschungsziele mitzubestimmen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Seit 2006 liegt der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten bei der Untersuchung von Phänomenen, welche bei einem schweren Unfall in einem Siedewasserreaktor (SWR) auftreten könnten. Bei schweren Unfällen kann der Reaktorkern wegen fehlender Kühlung schmelzen. Gelingt es im Zuge der Unfallbeherrschung nicht, die Kernschmelze zu kühlen, können der umgebende Reaktordruckbehälter (RDB) versagen und die Kernschmelze austreten.

Die MSWI-Projektarbeiten lassen sich in folgende vier Bereiche einteilen:

- Kühlbarkeit einer Kernschmelze im Reaktordruckbehälter und Unfallbeherrschungsstrategien (INCO-SAM)
- Bildung von Schmelzpartikelschüttungen innerhalb und ausserhalb des RDB (DEFOR)
- Kühlbarkeit einer Schmelzpartikelschüttung innerhalb und ausserhalb des RDB (POMECO)
- Risikobeurteilung von Dampfexplosionen (SERA)

Das übergeordnete Projektziel besteht darin, das Verständnis der bei einem schweren Unfall ablaufenden Prozesse zu verbessern. Dafür werden Experimente durchgeführt, Methoden und Modelle erforscht und

Rechenprogramme (Codes) entwickelt. Durch diese Arbeiten sollen die Unsicherheiten bei der Quantifizierung der Risiken eines hypothetischen schweren Unfalles reduziert werden. Die wichtigsten Arbeiten im Jahre 2010 waren:

INCOSAM (In-vessel coolability and severe accident management): Zentrale Elemente für die Kühlbarkeit der Schmelze ausserhalb des RDBs sind unter anderem der Zeitpunkt des RDB-Versagens, die Grösse der RDB-Öffnung, die Austrittsmenge der Schmelze und die Austrittsart der Schmelze. Eine Analyse des thermo-mechanischen Kriechverhaltens der Bodenkalotte des RDB wurde durchgeführt, um Einsichten in die Versagensarten des RDB zu gewinnen. Neben der thermischen Belastung durch einen bereits geschmolzenen Kern (Schmelzepool) sowie dem im RDB herrschenden Druck ist beim SWR eine Kühlung von unten durch die Führungsrohre der Steuerstäbe hindurch zu berücksichtigen. Zwei Szenarien wurden simuliert, eines mit einem Schmelzepool von 0,7 m (A), eines mit einem Schmelzepool von 1,0 m Höhe (B). Die Deformation der RDB-Bodenkalotte ist bei diesen beiden Szenarien unterschiedlich: Bei (A) kommt es zu einem «Aufblähen» der RDB-Bodenkalotte im gesamten Kontaktbereich mit der Kernschmelze. Bei (B) kommt es zu einem lokalisierten Kriechen der RDB-Bodenkalotte im Bereich der Schmelzeoberfläche. Somit konnten zwei verschiedene Arten des RDB-Versagens identifiziert werden.

POMECO (Porous Media in- and ex-vessel Coolability): Wenn geschmolzenes (Kern-)Material in eine Wasservorlage fällt, bilden sich durch die Fragmentierung der Schmelze Partikel unterschiedlicher Grösse. Für die Modellierung der Kühlung von Partikelschüttungen muss ein für das Schüttbett repräsentativer Partikeldurchmesser ermittelt werden. Dies konnte durch verschiedene Experimente erreicht werden.

DEFOR (Debris formation): Der Einfluss der Wassertemperatur auf die Morphologie der Partikel und die Porosität des Schüttbetts konnten erforscht werden: Bei kaltem Wasser bilden sich scharfkantige Partikel, welche ein Schüttbett mit einer grossen Porosität (60–70 %) bilden. Bei heissem Wasser bilden sich runde Partikel, welche eine grosse innere Porosität aufweisen können. Die Porosität des Schüttbetts ist mit (45–60 %) insgesamt aber geringer.

Je höher der Anteil der agglomerierten Partikel in der Schmelzpartikelschüttung, desto schlechter ist die Kühlbarkeit, weil damit die Porosität abnimmt. Basierend auf dem VAPEX-FCI-Code konnte ein Ansatz zur Vor-

hersage des Anteils agglomerierter Partikel entwickelt werden, der mit Hilfe der experimentellen Daten validiert wurde. Mit diesem Code wurde eine Grafik erstellt, die diesen Anteil in Abhängigkeit der Tiefe der Wasservorlage aufzeigt (Agglomeration Mode Map).

SERA (Steam Explosion Risk Assessment): Wenn geschmolzenes Kernmaterial auf die Wasservorlage trifft, kann es zu Dampfexplosionen kommen. Für der Ermittlung von deren Wahrscheinlichkeit gibt es bisher keine ausreichenden Methoden. Ein wichtiger Faktor bei Dampfexplosionen ist, wie weit die Temperatur des Kernmaterials über seinem Schmelzpunkt liegt (Überhitzung). Es wird vermutet, dass Materialeffekte (z.B. Mechanismen wie «mushy-phase») bei einer geringeren Überhitzung der Schmelzetropfen eine grössere Rolle spielen als früher angenommen. Es wurden erste MISTEE Experimente (Micro interactions of steam explosion energetics) bei geringer Überhitzung (ca. 100 °C) durchgeführt. Wie bei den vorherigen Experimenten konnten drei Zyklen der Dampfblasenexpansion und des Dampfblasenkollapses identifiziert werden. Die vorläufigen Resultate zeigen Unterschiede zwischen einer eutektischen (eindeutiger Schmelzpunkt) und einer nicht-eutektischen Mischung (es gibt Zustände, bei denen neben einer Schmelze auch noch eine feste Phase vorliegt). Dies wirkt sich bei der Expansion im zweiten und dritten Zyklus aus: Die eutektische Mischung führt zu grösseren Blasen. Da die Energetik der Dampfexplosion hauptsächlich von der Blasendynamik während der Explosion bestimmt wird, kann angenommen werden, dass die eutektischen Schmelztropfen explosiver sind als die nicht-eutektischen. Diese Unterschiede zwischen eutektischen und nicht-eutektischen Mischungen konnten in den früheren Experimenten mit höherer Überhitzung (ca. 200 °C) nicht beobachtet werden.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt MWSI liefert Erkenntnisse zu den komplexen Abläufen bei schweren Reaktorunfällen. Je umfassender das Verständnis der Unfallphänomene ist, desto präziser können diese modelliert werden. Dadurch werden z.B. belastbarere Risikoquantifizierungen in der Stufe 2 der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) möglich. Sie spielen beim Entscheid über technische Nachrüstungen und auch bei der Optimierung von Unfallbeherrschungsstrategien (SAMG) und der Notfallplanung eine wesentliche Rolle. So liefern die Forschungsergebnisse beispielsweise Erkenntnisse darüber,

mit welchen Methoden und Erfolgsaussichten die Kernschmelze vor oder nach einem Versagen des Reaktor-druckbehälters gekühlt werden kann. Bemerkenswert ist die konsequente Ausrichtung der MSWI-Forschungsarbeiten auf unmittelbare Anwendbarkeit der Resultate in den oben genannten Bereichen, insbesondere für SWR, welche – wie beispielsweise die Schweizer Anlagen – als zentrale Massnahme bei einem Kernschmelz-unfall das Containment fluten. Ferner ermöglicht die Mitwirkung am MSWI-Projekt dem ENSI den direkten Zugang zum aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktor-Schwerunfallforschung (auch über die Projektthemen hinaus).

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für das Jahr 2011 sind folgende Arbeiten geplant:

- INCOSAM: Systematische Analyse der Schmelze-entwicklung im RDB und Weiterführung der gekop-pelten thermo-mechanischen Analysen zum Kriech-versagen des RDBs.
 - DEFOR: Abschliessende Erstellung der Agglomerati-on Mode Map.
 - POMEKO: Komplettierung der Experimente zur Er-forschung der Reibungsgesetze und der Kühlbarkeit von (prototypischen) Schüttungen von Partikeln un-terschiedlicher Grösse und Form. Damit werden die entsprechenden Simulationsprogramme validiert.
 - SERA: Durchführung weiterer MISTEE-Experimente bei geringerer Überhitzung zur Verifikation der be-obachteten Unterschiede beim Verhalten eutektischer und nicht-eutektischer Mischungen. Ferner soll über-prüft werden, ob diese Unterschiede auch bei ande-ren Materialmischungen beobachtet werden können.
- Die Arbeiten an der KTH sind bislang insgesamt sehr zu-friedenstellend verlaufen.

1.5.7. OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction

Auftragnehmer: OECD

ENSI-Projektbegleiter: Bernhard Reer

Einleitung

Das Projekt OECD MCCI (*Melt Coolability and Con-crete Interaction*) bezieht sich auf schwere Unfälle, bei denen der Reaktorkern wegen fehlender Küh-lung schmilzt. Kann die Kühlbarkeit der Kernschmelze (Corium) im Zuge der Unfallbeherrschung nicht wie-der hergestellt werden, schmilzt der Reaktordruckbe-

hälter ebenfalls durch, und die Schmelze gelangt auf den Betonboden unterhalb des Reaktors. Am *Argo-ne National Laboratory* (ANL) in Chicago (USA) wer-den Versuche zur Kühlbarkeit von Kernschmelze und der Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Be-ton durchgeführt. Bereits abgeschlossen wurde das Vorgängerprojekt (MCCI-1, 2002–2005). Dieses unter-suchte Kühlungsmechanismen im Hinblick auf die Ent-wicklung von Modellierungsprogrammen für schwere Unfälle und die Bewertung und Verbesserung von Pro-grammen zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung. Dar-über hinaus zeigte sich aber auch ein Bedarf an zusätz-lichen Daten zur Krustenbildung und zur Betonabtra-gung. Dies führte zum Nachfolgeprojekt OECD MCCI-2. Zielsetzung ist die Durchführung und Auswertung von Tests zu folgenden Themen:

- Untersuchung zu Wechselwirkungen unterschied-licher Kühlungsmechanismen und zur Bereitstellung von Daten für Modellentwicklung und Programm-bewertung;
 - Untersuchung der verbesserten Kühlbarkeit der Kern-schmelze bei neuen KKW;
 - Erzeugung zweidimensionaler Daten zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung;
 - Validierung von Programmen für schwere Unfälle.
- Neben der Schweiz sind an dem Projekt 12 weitere Länder beteiligt. Die planmässige Laufzeit (2007–2009) des MCCI-2-Projekts wurde auf das Jahr 2010 hin ver-längert.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

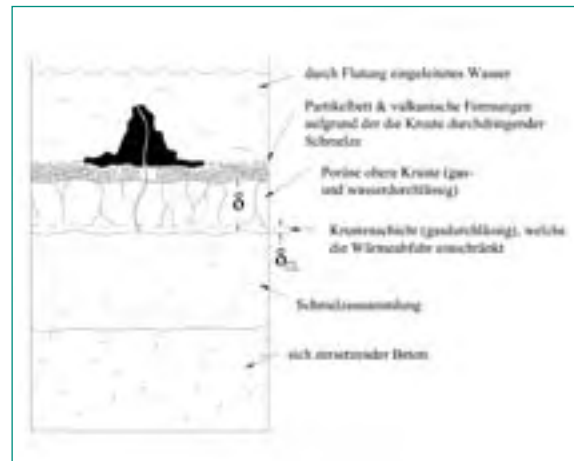
Im Berichtsjahr 2010 wurden vor allem folgende Ar-beiten durchgeführt:

Der Versuch SSWICS-13 (Nr. 13 der Reihe «Small-Scale Water Ingression and Crust Strength», November 2009) arbeitete mit Düsen, die sich bei beginnender Beton-fundamentabtragung selbsttätig öffnen. Er bestätigte, dass das Einspeisen von Stickstoff (zusätzlich zu Was-ser) von unten die Abkühlrate der Kernschmelze erhöht. Der CCI-6-Versuch (Nr. 6 der Reihe «Core-Concrete In-teraction», März 2010) untersuchte die Kühlbarkeit im grossen Massstab. Wegen einer undichten Abgaslei-tung musste die Flutung von oberhalb vorzeitig (etwa eine Minute nach Aufheizung der Schmelze) eingeleitet werden. Die Schmelze wurde erfolgreich abgekühlt; die Betonfundamentabtragung betrug lediglich 5 cm. Die Wirksamkeit der Wassereinspeisung mit 10 kPa von un-terhalb, welche bei einer Betonfundamentabtragung von 27,5 cm selbsttätig auslösen sollte und im Fall einer

verzögerten Flutung von oben unterstützend einwirken soll, konnte daher nicht getestet werden. Der Test zeigte jedoch, dass bei sehr frühzeitiger Flutung von oberhalb die CCI-induzierte Betonabtragung gestoppt werden kann.

Ferner wurden im Jahr 2010 die Erkenntnisse aus sämtlichen 10 Versuchen zusammengefasst. Hierzu gehören:

- Die aus den SSWICS-Tests gewonnenen Daten zur Festigkeit der Kruste, die sich bei Flutung der Schmelze mit Wasser von oben bildet, liegen etwa zwischen 1 und 4 MPa (siehe Abbildung 1). Sie stehen mit den Erkenntnissen des vorherigen MCCI-Projekts (2002-2005) im Einklang.
- Die Wärmeabfuhrate des im Test WCB-1 (Nr. 1 der Reihe «Water-Cooled Basemat») unterhalb des Betonfundaments betriebenen Kühlleitungssystems war zwar kleiner als erwartet. Insgesamt zeigte der Test jedoch, dass – trotz um 106 Minuten verzögert eingeleiteter Flutung von oben – die Betonabtragung am Fundament endete, ohne dass eine nennenswerte Beschädigung des darunter befindlichen Kühlleitungssystems auftrat.
- Die radiale (seitliche) Abtragung, gemessen in Relation zur axialen Abtragung, des Betons vom Typ LCS (Kalksandstein, englisch: Limestone/Common Sand) im Test CCI-4 war um das 3,7-fache kleiner als die des Betons vom Typ Silikat (englisch: Siliceous Concrete) im Test CCI-5 (siehe Abbildung 2). Eine Studie zur Validität (Vorhersagegenauigkeit) von Rechenprogrammen der Projektteilnehmer ergab, dass die Betonabtragung im Test CCI-4 einigermaßen gut reproduziert werden konnte, die im Test CCI-5 jedoch nicht.
- Im Rahmen des Projekts wurde von französischen Vertretern eine Studie zum Verlauf eines Kernschmelzun-

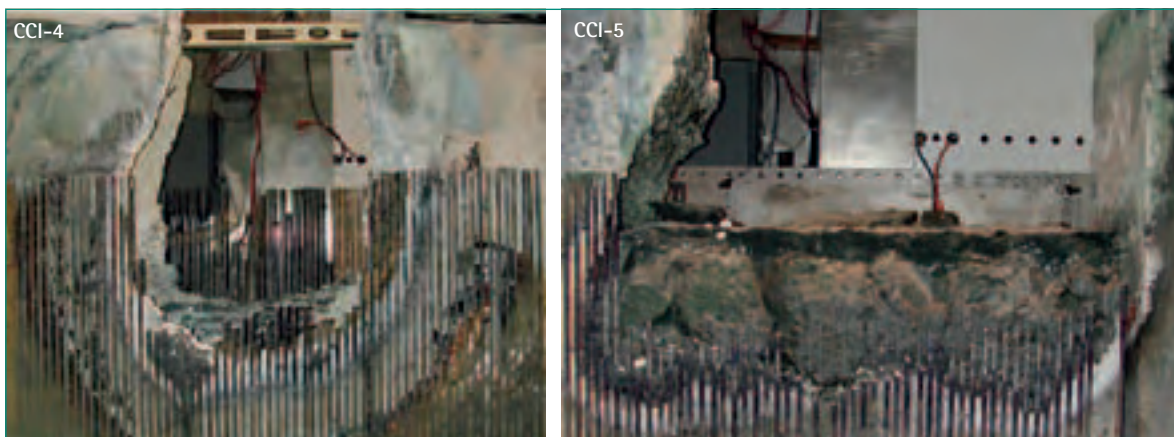


Figur 9: Sich bildende Schichten nach Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung und Flutung mit Wasser von oben (Quelle: OECD/MCCI-2005-TR06).

falls durchgeführt. Sie ergab, dass das Durchschmelzen in einem aus LCS-Beton bestehenden Containment etwa um eine Größenordnung seltener ist als in einem aus Silikat-Beton bestehendem Containment. In den USA und in Frankreich werden Arbeiten, die auf die Verbesserung der Rechenprogramme zur Modellierung schwerer Unfallabläufe abzielen, zur Auswertung der MCCI-Daten in die Wege geleitet.

Ein Antrag für ein MCCI-Nachfolgeprojekt liegt nicht vor. Die Projektteilnehmer einigten sich auf folgende Empfehlungen für weitergehende Arbeiten:

- Erstellung eines Berichtes zum Stand der Erkenntnisse aus den 30 Jahren Forschung zum Thema MCCI;
- Durchführung einer Validierungsstudie zur Auswertung von Rechenprogrammen für die Modellierung von Unfallabläufen hinsichtlich MCCI.



Figur 10: Betonabtragung in den Versuchen CCI-4 (LCS-Beton) und CCI-5 (Silikat-Beton) (Quellen: OECD/MCCI-2007-TR06; OECD/MCCI-2009-TR06).

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Auf der Grundlage der Resultate dieses Projekts können die Unsicherheiten einer PSA der Stufe 2 (weitere Unfallentwicklung nach einem Kernschaden) reduziert werden. Die Resultate sind weiterhin von Bedeutung für die Optimierung bestehender Entscheidungshilfen zur Milderung der Auswirkungen eines schweren Unfalls (Severe Accident Management Guidelines, SAMG). Dies gilt insbesondere im Hinblick auf Strategien zur Kühlung einer Kernschmelze, um das Durchschmelzen des Betonfundaments und das Eindringen von radioaktiven Stoffen in Boden und Grundwasser zu verhindern. Die Erkenntnisse sind sowohl für die Auslegung neuer Reaktoren als auch für die SAMG-Konzeptentwicklung für in Betrieb befindliche Reaktoren von Nutzen. Tests der Reihe WCB liefern beispielsweise Daten, welche für die Bewertung oder Entwicklung eines Systems zur Kühlung des Fundaments des Reaktorgebäudes verwendet werden können.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Auf Grund der oben genannten Bedeutung des Projekts ist eine Teilnahme des ENSI an einem möglichen Nachfolgeprojekt zu empfehlen. Die Teilnahme würde dazu beitragen, dass das ENSI zeitnah über den neuesten Stand bei der Erforschung von für die PSA der Stufe 2 relevanten Phänomenen informiert werden würde.

1.6. Strahlenschutz

Die Arbeiten im Bereich Strahlenschutz umfassen ein breites Spektrum anwendungsbezogener Themen. Sie reichen von der Überprüfung und Kalibrierung von Messsystemen für ionisierende Strahlung und der Messung der Ortsdosisleistung in der Umgebung von Kernanlagen aus der Luft (Aeroradiometrie) bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Zudem trägt die Mitarbeit an internationalen Normen zur länderübergreifenden Harmonisierung im Strahlenschutz bei. Mit diesen Aktivitäten werden der Strahlenschutz in den Schweiz auf dem Stand der Technik gehalten und die Ausbildung von Nachwuchskräften gefördert.

1.6.1. Strahlenschutzforschung

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Franz Cartier
Berichte der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Sektion Messwesen der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des PSI ist von der Schweizerischen Akkreditierungsstelle SAS als akkreditierte Stelle zugelassen. Unter anderem gehören zum Aufgabengebiet der Sektion:

- das Betreiben einer anerkannten Dosimetrie- und Inkorporationsmessstelle,
- die Kalibrierung und Eichung von Strahlenmessgeräten,
- das Betreiben eines Radioanalytiklabors.

Die Personendosimetrie, also die Messung der äusseren und inneren Strahlenexposition von Menschen, ist eine wichtige Aufgabe des Strahlenschutzes. Die Dosimetrierordnung stellt hohe technische Anforderungen an die Dosimetriestellen.

Die Kalibrierung und Eichung von Strahlenmessgeräten ist eine wichtige Voraussetzung zum Nachweis der Einhaltung von gesetzlichen Grenzwerten. Grosse Bedeutung haben auch die Messungen zur Freigabe von Materialien aus kontrollierten Zonen und zur Überwachung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung.

In der Radioanalytik werden chemische und physikalisch-chemische Untersuchungen in Verbindung mit Kernstrahlungsmessungen an verschiedensten radionuklidhaltigen Proben durchgeführt. Die Radioanalytik hat im Strahlenschutz einen hohen Stand erreicht. Dennoch ergeben sich immer neue Anforderungen aus der Praxis, denen mit Neuentwicklungen von Messmethoden und mit neuen Lösungsansätzen begegnet werden muss. Beispiele sind Freigabemessungen an Schlämmen sowie Messungen von Umweltproben im Rahmen der Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung der Inkorporation.

Für das ENSI führt diese Sektion Expertisen sowie Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik und der Radioanalytik durch.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Generische Strahlenschutzforschung

Im Berichtsjahr wurde mit einer Doktorarbeit zur Modellierung der Ausbreitung von luftgetragenen Radionukliden begonnen. Neben der Einarbeitungsphase wurde im Jahr 2010 eine für die Aufgabenstellung geeignete Simulationssoftware evaluiert. Zusätzlich ist geplant, das Modell mit Hilfe von Messungen der Luft-Aktivitätskonzentration von Positronenstrahlern in der Umgebung des PSI zu überprüfen. Die Positronenstrah-

ler werden von den Beschleunigeranlagen des PSI kontinuierlich an die Umgebung abgegeben. Dazu wurde im Berichtsjahr eine autarke gammaspektrometrische Messstation mit einem 3x3 Zoll Natriumiodid-Detektor konzipiert.

Im Gebiet der internationalen Strahlenschutznormung arbeitet je ein Vertreter des PSI in den ISO-Arbeitsgruppen WG17 und WG14 aktiv mit. Am 15. März 2010 wurde die ISO 2889 «Sampling Airborne Radioactive Materials from Stacks and Ducts of Nuclear Facilities» veröffentlicht. Danach befasste sich die WG14 mit der Neuerstellung einer ISO-Norm zur Raumluftüberwachung am Arbeitsplatz. Zudem klärte sie ab, ob eine Technische Spezifikation benötigt wird, in der die Anwendung der ISO 2889 auf die Überwachung der Fortluft von Beschleunigeranlagen zur Produktion von Positronen-Emissions-Tomographie erläutert wird. In der WG 17 verläuft der Revisionsprozess der ISO 7503, eine Norm über die Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen, plangemäss. Mit einer ersten «Committee Draft (CD)»-Version ist Mitte 2011 zu rechnen. In der Arbeitsgruppe WG11 von EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) arbeitete ein Vertreter des PSI an der Erstellung eines Berichtes über «High Energy Reference Fields» mit. Der Bericht soll im Jahre 2011 fertig gestellt werden.

In der Kalibrierstelle wurde eine neue Hochdruck-Ionisationskammer überprüft, die zur Ortsdosisüberwachung an der geplanten Röntgenlaseranlage SwissFEL (FEL = Freie-Elektronen-Laser) eingesetzt werden soll. Grundlegende Eigenschaften wie Energieabhängigkeit, Linearität, Winkelabhängigkeit und Neutronenempfindlichkeit, wurden nach IEC-Norm getestet und die Ergebnisse dokumentiert.

Seit 1999 wird am PSI in der Personen-Neutronendosimetrie das Material CR-39 als Detektor verwendet. Die auf das Detektormaterial einfallenden Neutronen hinterlassen darin Spuren, die in einem zweistufigen, chemischen Ätzprozess sichtbar gemacht werden. Anschliessend werden sie mit einem optischen Auswertegerät gezählt. Im Rahmen des Projekts «Weiterentwicklung der n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren» wurde eine neue Auswertetechnik eingeführt. Dabei werden neue Entwicklungen der computergestützten Bildanalyse und der digitalen Mikroskopie verwendet. Für die Auswertung des Detektors wird flächendeckend die Detektoroberfläche vollautomatisch abgetastet und mikroskopisch erfasst. Die Ergebnisse der Experimente aus dem Berichtsjahr 2009 zum Einfluss von Ätzbedingungen und zur Reprodu-

zierbarkeit wurden an den europäischen Tagungen IM-2010 und IRPA-2010 präsentiert und zur Publikation eingereicht. Im Jahr 2010 wurden weitere Experimente zur Reproduzierbarkeit durchgeführt.

Im Jahr 2010 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik sowohl auf nationaler wie auch internationaler Ebene teil. Bei allen Vergleichsmessungen liess sich eine sehr gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen. Neben der Messung von Photonenstrahlern mittlerer und höherer Gammaenergien wurden auch zwei Reinstgermanium-Planarspektrometer für niederenergetische Photonenstrahlung kalibriert und eine Nuklid-Bibliothek für Röntgenlinien von Aktiniden erstellt.

Durch eine Modifikation der Flüssigkeiten in den Auswaschflaschen für die Tritiumbilanzierung der Fortluftüberwachungssysteme konnte neben dem Tritium neu auch das Kohlenstoffisotop C-14 gemessen werden. Es konnte gezeigt werden, dass im Routinebetrieb des PSI die C-14-Emissionen mit der Fortluft nicht relevant sind.

Praktische Strahlenschutzforschung

Im Rahmen des Teilprojekts «Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen» wurden das Gebiet um die Kernkraftwerke Beznau, Leibstadt, das PSI und die Zwischenlager Würenlingen AG (ZWILAG) sowie ein Gebiet auf deutscher Seite aeroradiometrisch ausgemessen. Zusätzlich wurden Punkte in Cadenazzo/Posieux und Güttingen sowie drei Profile in bisher nicht durch aeroradiometrische Messungen abgedeckten Gebieten der Schweiz gemessen. Es konnten mit Ausnahme der Betriebsareale der Kernanlagen keine erhöhten Messwerte registriert werden. Auf den Betriebsarealen wurden die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten.

Das PSI erstellte mehrere Expertisen über die Konformität von Freimessanlagen in den Kernkraftwerken mit den Richtlinien ENSI-B04 und HSK-G13. Zusätzlich kalibrierte das PSI die im Kernkraftwerk Mühleberg und im ZWILAG neu gekauften nicht gasgespülten Ausgangspersonenmonitore.

Im Rahmen einer Messkampagne wurde im Kernkraftwerk Gösgen rund um einen Brennstoffbehälter, der neben normalen, abgebrannten Brennelementen auch MOX-Brennstoff enthielt, das Neutronenstrahlenfeld mit verschiedenen Neutronenmessgeräten und -dosimetern charakterisiert. Die Ergebnisse wurden in einem Bericht dokumentiert. Es zeigte sich, dass der vom



Figur 11: Eine der Messanordnungen im Ganzkörperzähler mit dem IGOR-Blockphantom (Quelle: PSI).

Kernkraftwerk Gösgen benutzte Teletector zur Messung der Photonen-Äquivalentdosisrate konservative Messergebnisse bei allen Messpositionen liefert. Im Gegensatz dazu sind die Messergebnisse des vom Kernkraftwerk Gösgen benutzten Neutronen-Detektors stark von der Messposition, d.h. vom Neutronenspektrum, abhängig und müssen mit einem Sicherheitsfaktor von 2 interpretiert werden.

Neu wurden in der Kalibrierstelle zur Weiterentwicklung und Optimierung der Messtechnik die Monte-Carlo-Methoden MCNPX und GEANT4 eingeführt. Mit diesen Methoden konnten die im Vorjahr durchgeführten Hochdosisleistungsmessungen an Steuerstäben im Wasser simuliert werden. Dadurch konnte ein besseres Verständnis der physikalischen Gegebenheiten bei den verschiedenen Kalibrierbedingungen erlangt werden.

Für die Entwicklung einer radiochemischen Schnellmethode für die simultane Bestimmung von Uran, Plutonium, Americium und Curium in Abwasserproben wurden parallel zu den Routineproben aus dem Hotlabor Aliquots (Teilproben) erhoben. Diese wurden mit einem sehr selektiven Austauscherharz versetzt und mit einer speziellen Szintillationsflüssigkeit analysiert. Auf Grund der langsamen Auflösesequenz in der Szintillationsflüssigkeit soll die Methode im nächsten Jahr noch in weiteren Testserien optimiert werden.

Das Teilprojekt «Erweiterung der Mikrowellen- und Fusionsaufschlussmethoden für schwer aufschließbare Materialien» befasst sich mit Beton aus Protonenstrahl-

abschirmungen und Silikaten aus Umweltproben. Dafür wurden 10 Schlammproben aus dem Hotlabor für die Bestimmung des Nuklidinventars erfolgreich analysiert. Das im Jahr 2008 gestartete Teilprojekt «Validierung von Monte-Carlo-Kalibrierung des PSI-Ganzkörperzählers» umfasst folgende Projektschritte:

- Bestimmung der Detektorgeometrie und Erstellung des virtuellen Detektormodells.
- Messungen im Ganzkörperzähler mit einfachen Geometrien (z. B. Punktquellen, Flächenquellen). Verifizierung des Detektormodells durch Vergleich der Simulation mit experimentellen Werten. Anpassung des virtuellen Detektormodells.
- Messungen mit komplexen Geometrien (z. B. IGOR-Block- und Schilddrüsenphantom). Vergleich der experimentellen Werte mit der Simulation. Anpassung des virtuellen Modells des Messsystems (Umgebung, Detektor, Phantom).
- Studium der Unterschiede zwischen IGOR-Blockphantom und Voxel-Phantom.

Die ersten beiden Projektschritte konnten in den Jahren 2008 bis 2009 erfolgreich abgeschlossen werden. Die Ergebnisse wurden im Jahr 2010 bei einer internationalen Konferenz präsentiert. Im Jahr 2010 wurde mit dem dritten Projektschritt begonnen. Die Messungen mit komplexen Geometrien wurden durchgeführt. Jedoch sind die zugehörigen Simulationsrechnungen durch das Institut de Radiophysique noch ausstehend. Sie werden im Jahr 2011 durchgeführt.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Entwicklungs- und Forschungsarbeit auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik fördert die nukleare Sicherheit und stärkt die Rechtssicherheit. Dies gilt insbesondere für die Überprüfung und Kalibrierung von Messsystemen. Auch wird ein erheblicher Beitrag zur Qualitätssicherung der technisch immer komplexer werdenden Messeinrichtungen und Messaufgaben geleistet.

Die vom PSI geleisteten Arbeiten bei der Revision der ISO-Normen über die Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen bzw. über die Probenahme radioaktiver Aerosole in Fortluftanlagen tragen zu einer international harmonisierten Erhebung und Beurteilung von Messwerten bei.

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durchführen lassen kann. Ein wesentlicher Gewinn ist die Umsetzung des Stands der Technik der chemischen Trenn- und Analyseverfahren in der Radioanalytik und die nationale Zusammenarbeit in diesem Spezialgebiet.

Bedeutend ist auch die Ausbildung von Nachwuchskräften, die auch dank der Attraktivität von Verfahren nach dem neuesten Stand der Technik für dieses Gebiet gewonnen werden können.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wird fortgesetzt. Für das Jahr 2011 sind Arbeiten an folgenden Projekten im Bereich der generischen Strahlenschutzforschung geplant:

- Durchführung und Fachbegleitung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung
- Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen
- Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik
- Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen
- Aufarbeitung und Dokumentation der Studien zur Neutronen-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren
- Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz

Für die praktische Strahlenschutzforschung sind es die folgenden Arbeiten:

- Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung

- Charakterisierung der Neutronen-Bestrahlungseinrichtungen (Messung und Simulation)
- Weiterentwicklung und Optimierung von eingeführten Messmethoden in KKW
- Entwicklung von Mikrowellenaufschlüssen mit aktiven Betonproben sowie Bestimmung von Uran, Plutonium, Americium und Curium in Abwasserproben
- Einführung einer Analyseverfahren zur Bestimmung von Blei-210/Polonium-210 und Radium-226/Radium-228 in Trink- und Mineralwässern
- Charakterisierung des PSI-Ganzkörperzählers mittels Messung und Simulation

1.7. Entsorgung

Mit dem Fortschreiten des Verfahrens gemäss dem Sachplan geologische Tiefenlager wird auch die Forschung im Bereich Entsorgung immer wichtiger. Bei der geologischen Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle spielt die Untersuchung geeigneter Gesteinsformationen eine zentrale Rolle. Dazu werden hydrogeologische, geochemische und felsmechanische Eigenschaften des Opalinustons im Felslabor Mont Terri untersucht. Die Auslegung eines Tiefenlagers und dessen Überwachung wird ebenso beleuchtet wie die Eigenschaften der darin einzulagernden Abfälle. Zudem werden die in einem Tiefenlager ablaufenden physikalisch-chemischen Prozesse betrachtet, darunter insbesondere die Gasentwicklung. Schliesslich wird auch die atmosphärische Zirkulation während der letzten Eiszeit erforscht, um daraus Rückschlüsse auf eine zukünftig mögliche Klimaentwicklung und Gletscherverbreitung ziehen zu können.

1.7.1. Abfallbewirtschaftung im Vergleich

ENSI-Projektbegleiter: Markus Hugi

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Projekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» ist Teil des Forschungsprogramms «Radioaktive Abfälle» der Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (Agneb). Das ENSI bearbeitet dieses Projekt gemeinsam mit dem Bundesamt für Umwelt (BAFU), dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) sowie der Kommission für nukleare Sicherheit (KNS). Zudem werden Vertreter der Nuklearindustrie (Abfallproduzenten, Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle – Nagra) einbezogen.

Das Projekt beinhaltet sowohl strategische als auch technisch-wissenschaftliche Überlegungen zur aktuellen Bewirtschaftung der radioaktiven und nicht-radioaktiven Abfälle. Sie betreffen unter anderem die Abfallminimierung, den Umgang mit organikahaltigen radioaktiven Abfällen und die Verbringung metallischer Werkstoffe in geologische Tiefenlager.

In der Schweiz wird die Bewirtschaftung nicht-radioaktiver Abfälle im Umweltschutzgesetz, die Bewirtschaftung radioaktiver Abfälle im Kernenergie- bzw. Strahlenschutzgesetz geregelt. Im Vergleich bestehen einige wichtige Unterschiede, die beispielsweise die Verbringung organischer Abfälle oder metallischer Werkstoffe in unterirdische Deponien anbelangen. So gilt für nicht-radioaktive Abfälle im Bezug auf den Organikagehalt ein verbindlicher Grenzwert, während für radioaktive Abfälle bzgl. geologischer Tiefenlagerung die organischen Stoffe zwar zu minimieren sind, dafür aber keine quantitative Beschränkung besteht (im Extremfall handelt es sich bei den einzulagernden Abfällen um bituminierte Ionenaustauscherharze aus Kernkraftwerken). Gemäss Umweltschutzgesetz gelten Metalle als Rohstoffe, welche von den übrigen Abfällen zu trennen und der Wiederverwertung zuzuführen sind. Die metallischen Komponenten der radioaktiven Abfälle sind jedoch häufig durchgehend aktiviert, und eine direkte Wiederverwertung ist schwierig.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Zielsetzung für das Projekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» ist eine systematische Analyse der heutigen Bewirtschaftungspraxis für radioaktive und nicht-radioaktive Abfälle. Es wird geprüft, ob relevante Regelungen und Prinzipien des Umweltschutzgesetzes in der Gesetzgebung zur Bewirtschaftung radioaktiver Abfälle genügend berücksichtigt werden. Die Studie soll aufzeigen, wo bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle diesbezüglich Handlungsbedarf besteht und welche Massnahmen angezeigt sind. In Bereichen, wo kein Handlungsbedarf besteht, soll die Studie dafür überzeugende Begründungen liefern.

Im Berichtsjahr wurden die vorgesehenen Arbeiten bezüglich Vermeidungspotenzial und Behandlungsverfahren fortgesetzt. Dazu wurden weitere Abfallverursacher (Kernkraftwerke Mühleberg und Gösgen, Zwischenlager Würenlingen AG) nach ihren Prinzipien und Methoden der Abfallbewirtschaftung befragt. Im Hinblick auf eine möglichst geringe Gasproduktionsrate im geologischen Tiefenlager stand insbesondere die Vermeidung

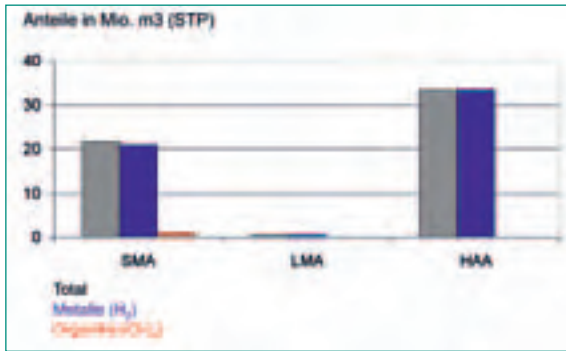
metallischer Abfälle im Vordergrund. Ein Fachgespräch in einem Schmelzwerk für radioaktive metallische Abfälle vermittelte einen wertvollen Einblick in die praktischen Möglichkeiten einer Dekontamination durch das Einschmelzen und die Rückführung der gereinigten Metalle in den industriellen Stoffkreislauf.

Die Arbeiten haben bestätigt, dass sich in Hinblick auf die zentralen Fragestellungen des Projekts die folgenden radioaktiven Abfälle als besonders bedeutungsvoll erweisen: Harze, Konzentrate und Mischabfälle aus dem Betrieb der Kernkraftwerke sowie Abfälle aus der Nachbetriebsphase. Die Zusammensetzung dieser Abfälle (insbesondere Organika und Metalle) ist bekannt und in den entsprechenden Abfallsortenberichten umfassend dokumentiert.

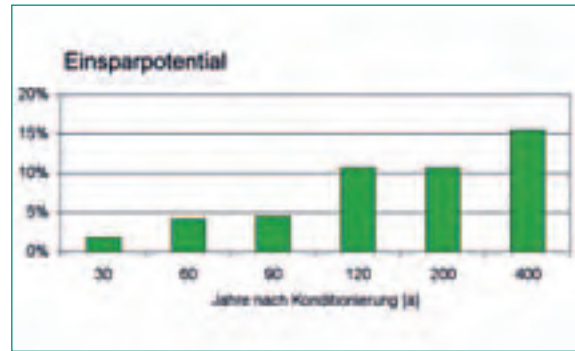
Oberstes Prinzip der Abfallbewirtschaftung in Kernkraftwerken ist die Abfallvermeidung. Dazu verhelfen optimierte betriebliche Abläufe, aber auch weiter entwickelte Verfahren zur Dekontamination der Abfälle mit anschliessender Freimessung. Bei der Prüfung neuer Abfallbehandlungsverfahren stehen vor allem Fragen der industriellen Reife, technischen Umsetzbarkeit, Kosten und



Figur 12: Die Schmelzanlage CARLA für radioaktive metallische Abfälle der Firma Siempelkamp Nukleartechnik in Krefeld, Deutschland (Quelle: Firma Siempelkamp Nukleartechnik GmbH).



Figur 13: Herkunft der produzierten Gesamtgasmenge im Lager SMA (schwach und mittelaktive Abfälle), LMA (langlebige mittelaktive Abfälle) bzw. HAA (hochaktive Abfälle). Beiträge zur Gasmenge aus der Korrosion von Metallen (Bildung von Wasserstoff H₂) und dem Abbau organischer Substanzen (Bildung von Methan CH₄) in Millionen m³ (STP=Standardbedingungen bezüglich Temperatur und Druck). Grafik: ENSI, auf der Grundlage von Daten der Nagra.



Figur 14: Einsparpotential der Abklinglagerung für metallische radioaktive Abfälle: Reduktion des Abfallvolumens für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) als Funktion der Abklingzeit. Grafik: ENSI, auf der Grundlage von Daten der Nagra.

Strahlenschutz im Vordergrund. Die Möglichkeiten für eine alternative Behandlung organischer Ionenaustauscherharze oder eine verlängerte Abklinglagerung speziell für metallische Grosskomponenten aus den Sekundärkreisläufen werden gegenwärtig durch die Abfallverursacher ausgewertet. Auf den Einsatz von organischen Ionenaustauscherharzen wird aber vermutlich auch in neuen Anlagen nicht vollständig verzichtet werden können.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Verhalten von Abfällen in einem unterirdischen Depot hängt von den physikalisch-chemischen (Umgebungs-)Bedingungen des Einlagerungsbereichs und von den Materialeigenschaften des Abfallprodukts ab. Verschiedene Inhaltsstoffe sind von sicherheitsrelevanter Bedeutung, indem sie die Mobilität der Schadstoffe bzw. Radionuklide erhöhen. Ein Beispiel dafür sind organische Stoffe, deren Degradationsprodukte in Form von Komplexbildnern die Rückhaltung der Radionuklide im Tiefenlager vermindern können. Dazu kommen Materialien, die im Fall metallischer Werkstoffe durch anaerobe Korrosionsprozesse oder bei organischen Stoffen durch mikrobiellen Abbau Gase produzieren. Die Abbauprodukte können die Wirkung der technischen und natürlichen Barrieren beeinträchtigen und dadurch die Freisetzung der Radionuklide aus einem unterirdischen Depot beschleunigen. Eine Reduktion der in den radioaktiven Abfällen enthaltenen metallischen bzw. organischen Inhaltsstoffe wird damit zu einer längerfristig erhöhten Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers führen.

Ausblick

Die weitere Bearbeitung des Projekts «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» umfasst im ersten Halbjahr 2011 das Arbeitspaket «Risiko-orientierte Abfallbewirtschaftung». Dabei werden die bzgl. der geologischen Tiefenlagerung sicherheitsrelevanten Abfalleigenschaften identifiziert und beurteilt. Wo angezeigt, werden Massnahmen zur Erhöhung der Sicherheit entwickelt.

Gemäss aktuellem Terminplan wird das Projekt mit einer Gesamtbeurteilung und der Erarbeitung von Handlungsempfehlungen im zweiten Halbjahr 2011 abgeschlossen.

1.7.2. Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri

Auftragnehmer: Forschungsgruppe Ingenieurgeologie der ETH Zürich; Technische Universität Graz
 ENSI-Projektbegleiter: Erik Frank
 Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das seit 1996 laufende internationale Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri bei St. Ursanne hat zum Ziel, die hydrogeologischen, geochemischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opalinuston zu untersuchen. Diese Eigenschaften sind für die Beurteilung der Sicherheit und die Abklärung der bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle in diesem Gestein massgebend. Am

Forschungsprojekt des Felslabors beteiligen sich heute 14 Organisationen aus 7 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Japan und USA). Das ENSI beteiligt sich seit 2003 am Mont-Terri-Projekt mit eigenen Arbeiten im Rahmen seiner regulatorischen Forschung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Schwerpunkt der ENSI-Forschungsarbeiten lag 2010 auf dem RC-Experiment (= Rock-Mass-Characterisation-Experiment), welches von der Ingenieurgeologie der ETH Zürich im Rahmen je einer Bachelor-, Master- und Dissertationsarbeit durchgeführt wird. Zielsetzung dieses vierjährigen Experimentes ist einerseits die Untersuchung der durch den Bau der Galerie-2008 infolge von Spannungsumlagerungen induzierten Deformationen im Opalinuston. Andererseits geht es um die Erfassung der sehr langsam ablaufenden langfristigen Verformungen im Gebirge (Konvergenz, Kriechprozesse) mittels eines Bohrloch-Monitoring-Systems. Ergänzt werden diese Untersuchungen durch umfangreiche felsmechanische Laborversuche an der ETH Zürich und an der Technischen Universität Graz, mit welchen die felsmechanischen Kennwerte des Opalinustons ermittelt werden. Am RC-Experiment beteiligen sich neben ENSI und ETH die deutsche Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe BGR (Geophysik),

die Firma Chevron (Felsmechanik) und die swisstopo als Geoinformationszentrum des Bundes (Geodäsie).

Neben dem RC-Experiment beteiligt sich das ENSI weiterhin an zwei kleineren Experimenten. Das Cyclic-Deformation (CD-)Experiment untersucht einerseits das zyklische Austrocknungsverhalten der Stollenwand in Abhängigkeit des Stollenklimas (Temperatur, Luftfeuchtigkeit). Mit dem Evaporation-Logging-(FM-D-)Experiment evaluiert das ENSI andererseits zusammen mit der swisstopo eine neue Methode der Durchlässigkeitsbestimmung in Bohrungen.

Die Arbeiten zum RC-Experiment sind planmässig verlaufen. Sie umfassten in der Berichtsperiode folgende drei Arbeitspakete:

- Kontinuierliche Erfassung des Verformungsverhaltens des Opalinustons in den Bohrungen BRC-1 (Trivec-Messungen in einem vertikalen Bohrloch) und BRC-2 (Magnet-Extensometer-Messungen und Chain-Deflectometer-Messungen in einem horizontalen Bohrloch): Während des Vortriebs der Galerie-2008 zeigten die Messungen in der Bohrung BRC-2 ein wechselhaftes Verformungsverhalten von Extension zu Kompression. Extension wurde jeweils vor der Tunnelbrust der Galerie-2008 beobachtet, während kompressives Verhalten hinter der Tunnelbrust festgestellt wurde. Detailanalysen der Daten zeigten, dass während des Vortriebs der Galerie-2008 und der damit ausgelösten Spannungsumlagerungen stoffliche und



Figur 15: Nische des RC-Experiments mit den Beobachtungsbohrungen parallel zur Galerie-2008 (Quelle: ENSI).

tektonische Diskontinuitäten (Unstetigkeiten) einen starken Einfluss auf das Deformationsverhalten des Gebirges hatten. Tektonische Störungszonen zeigten dabei mehrheitlich kompressives Verhalten oder wirkten als mechanische Barrieren bei der Weiterleitung der extensiven Deformation. SSE-einfallende Scherzonen erwiesen sich als bevorzugte Orientierung für longitudinale (längsgerichtete) Verformungen. Nach Fertigstellung der Galerie-2008 wurden in beiden Bohrungen die Messungen weiter geführt, um das langfristige Verformungsverhalten des Gebirges zu verstehen. Die Auswertung dieser Messergebnisse ist zurzeit im Gang.

- Umfangreiche Laborversuche zur Charakterisierung des mechanischen Verhaltens des Opalinustons: Auf Grund der ausgeprägten Schichtung weist der Opalinuston eine starke Gesteinsanisotropie auf, welche das mechanische Gebirgsverhalten massgeblich beeinflusst. Aus diesem Grund wurden im Labor an Probekörpern des Opalinustons (aus der tonigen Fazies) umfangreiche felsmechanische Tests durchgeführt. Das Bruchverhalten des Opalinustons wurde einerseits anhand von einaxialen, andererseits anhand von triaxialen Druckversuchen untersucht. Erste Rissbildungen wurden dabei bei Differentialspannungen von rund 2.0 MPa als Folge von Spannungskonzentrationen im Mikrobereich beobachtet. 100 felsmechanische Spaltzugversuche (so genannte Brazilian Tests) an Bohrkernproben wurden zur Charakterisierung der Zugfestigkeit durchgeführt. Es konnte festgestellt werden, dass für Proben mit einem Wassergehalt von 7.5–8.6 Gewichtsprozent die mittlere Zugfestigkeit parallel zur Schichtung bei 1.65 MPa +/- 12 % liegt. Trockenere Proben zeigten eine deutlich höhere Zugfestigkeit. Eine Abhängigkeit der Zugfestigkeit vom Karbonatgehalt der Probe konnte nicht beobachtet werden. Mittels Scherversuchen wurden ferner die mechanischen Eigenschaften tektonischer Trennflächen im Opalinuston untersucht. In Kombination mit hoch auflösenden Oberflächenscans sowie anhand von Dünnschliffen wurde zusätzlich das Bruchverhalten charakterisiert. Es zeigte sich, dass die tektonische Scherbewegung zur Ausbildung von Scherbändern mit einer Mächtigkeit im Zentimeter-Bereich geführt hat, die sich aus mehreren Trennflächen zusammensetzen und die allesamt durch Rutschharnische charakterisiert sind. Diese Scherbänder wurden in den durchgeführten Laborversuchen erneut verschert. Mikroskopisch äusserte sich dies in der Reaktivierung von mit Calcit verfüllten Rissen. Die Scherbewegungen fanden

dabei nicht auf einer einzelnen diskreten Trennfläche statt, sondern verteilten sich auf der Breite des gesamten Scherbandes. Basierend auf zehn Scherversuchen wurde für die Spitzen- und Rest-Scherfestigkeit ein ähnlicher Reibungswinkel von 20° und eine ähnliche Kohäsion von 0.2 MPa ermittelt. Dieser Wert charakterisiert die Scherfestigkeit der Scherbänder im Opalinuston im Massstabsbereich der Prüfkörper. Ein Einfluss der Oberflächenmorphologie (Rauigkeit) auf die Scherfestigkeit war nicht zu erkennen. Auf Grund der Resultate wird gefolgert, dass die Scherfestigkeit bestehender Trennflächen der Restscherfestigkeit entspricht. Diese Folgerung wird durch die Ergebnisse der steifigkeitskontrollierten Scherversuche an intakten Proben untermauert, welche Restfestigkeiten in derselben Grössenordnung ergaben.

- Detailauswertung der geodätischen Vermessungsdaten im Experimentabschnitt der Galerie-2008: Die Analyse aller Messprismen zeigte, dass die Verschiebungsbeträge innerhalb der Galerie-2008 unterschiedlich sind und vom Grad der Zerklüftung abhängen. Ziel ist, mittels eines numerischen Modells das mechanische Verhalten des Gebirges grossräumig abzubilden.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Mont-Terri-Forschungsprojekt liefert dem ENSI Grundlagendaten, die für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston von grosser Bedeutung sind:

- Mit dem RC-Experiment werden das mechanische Gebirgsverhalten und die Mechanismen der Verformungen untersucht und analysiert.
- Die Ergebnisse des CD-Experiments ermöglichen, das zyklische Austrocknungsverhalten der Stollenwand in Abhängigkeit des Stollenklimas (Temperatur, Luftfeuchtigkeit) sowie die damit verknüpften Prozesse und deren Reversibilität zu beurteilen.
- Mit dem FM-D-Experiment werden Grundlagen zur Messung lokaler Gesteinsdurchlässigkeiten geschaffen, die für die Interpretation hydraulischer Bohrlochmessungen und das Verständnis verschiedener Prozesse (Entsättigung und Aufsättigung der Auflockerungszone, Plastifizierung und Selbstabdichtungsvermögen des Opalinustons) wichtig sind.

Die Beteiligung am Mont-Terri-Forschungsprojekt stellt zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und seinen Experten sicher.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das RC-Experiment hat eine grosse Anzahl von belastbaren wissenschaftlichen Messdaten geliefert, die zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht alle im Detail ausgewertet und interpretiert vorliegen. Alle geplanten Messungen konnten 2010 erfolgreich ausgeführt werden. Die Auswertung der erhobenen Daten geht planmässig voran, eine abschliessende wissenschaftliche Interpretation wird im Rahmen einer ETH-Dissertationsarbeit mit einem Abschluss im Jahre 2012 erwartet. Einige Ergebnisse zur felsmechanischen Charakterisierung des Opalinustons liegen in Form je einer ETH-Bachelor- bzw. einer ETH-Master-Arbeit vor (siehe Bericht der Forscher in Anhang A).

1.7.3. Neu gestartete Agneb-Forschungsprojekte

ENSI-Projektbegleiter: Erik Frank, Ann-Kathrin Leuz, Meinert Rahn

Einleitung

Ein geologisches Tiefenlager für radioaktive Abfälle besteht gemäss Kernenergieverordnung (KEV) aus einem Hauptlager, aus einem Pilotlager und aus Testbereichen. Die Schweiz ist zurzeit weltweit das einzige Land, das im Lagerkonzept eines geologischen Tiefenlagers ein Pilotlager vorschreibt. Das Pilotlager enthält einen kleinen, aber repräsentativen Anteil des Lagerinventars. Mit Hilfe des Pilotlagers ist das Verhalten der Abfälle, der Verfüllung und des Wirtgesteins bis zum Ablauf der Beobachtungsphase zu überwachen. Die Ergebnisse dienen der Erhärtung des Sicherheitsnachweises und müssen auf das Hauptlager übertragbar sein. Die Ergebnisse aus dem Pilotlager bilden somit eine wichtige Grundlage für den Entscheid des Lagerverschlusses. Im seit 2008 laufenden Sachplanverfahren wurden von der Nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) in Etappe 1 sechs Standortgebiete für ein SMA-Lager (schwach- und mittelaktive Abfälle) und drei Standortgebiete für ein HAA-Lager (hochaktive Abfälle) vorgeschlagen. Diesen haben die Behörden in ihren Gutachten bzw. Stellungnahmen zugestimmt. Es zeichnet sich ab, dass nach Etappe 1 nur noch tonreiche Wirtgesteine für die geologische Tiefenlagerung betrachtet werden. So können Aspekte des Pilotlagers, des Monitorings und der Lagerauslegung in Zukunft auf solche Gesteine fokussiert werden. Es soll daher in drei Projekten fundiert abgeklärt werden,

ob über die heutige Richtlinie ENSI-G03 hinaus gehend Anforderungen an die Auslegung eines geologischen Tiefenlagers, das darin integrierte Pilotlager und das gesamte Monitoring gestellt werden müssen. Zudem soll geprüft werden, ob die Anforderungen in der ENSI-G03 anzupassen bzw. auszudehnen sind.

Die Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (Agneb) hat am 12. September 2008 ein Programm verabschiedet, in dem Forschungsprojekte des Bundes auf dem Gebiet der Entsorgung radioaktiver Abfälle zusammengefasst werden. Darin findet sich ein Projekt, das sich mit dem Pilotlager auseinandersetzt (Projekt 4.3, «Pilotlager: Auslegung und Inventar»), sowie ein Projekt zu Aspekten der Überwachung eines geologischen Tiefenlagers (Projekt 4.4, «Monitoringkonzepte und -einrichtungen»). In Ergänzung dazu hat das ENSI ein Projekt zu Aspekten der Lagerauslegung gestartet, das ebenfalls ins Agneb-Forschungsprogramm aufgenommen werden soll.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projekte «Lagerauslegung», «Pilotlager: Auslegung und Inventar» und «Monitoringkonzept und -einrichtungen» wurden in der zweiten Jahreshälfte 2010 gestartet. Diese drei vom ENSI betreuten Projekte haben zueinander viele Schnittstellen, was eine enge Koordination und Kooperation untereinander erfordert. Für das Jahr lag die Zielsetzung vor, die Projektpläne zu verfassen, Verträge mit den notwendigen Experten abzuschliessen und eine thematische Abgrenzung der drei Projekte voneinander vorzunehmen. Diese Ziele wurden erreicht. Gemäss den Projektplänen werden sich die Projekte mit folgenden Aspekten befassen:

Das **Projekt «Pilotlager: Auslegung und Inventar»** untersucht die notwendigen Anforderungen an das Pilotlager, an dessen Platzierung, Bestückung und die wichtigen zu überwachenden Parameter. Das Projekt soll sich vor allem mit folgenden Fragen beschäftigen:

- Welche Fragen sollen und können mit dem Pilotlager beantwortet werden?
- Welche Beobachtungen sind möglich und können bezüglich Hauptlager zu belastbaren Aussagen führen?
- Wie kann eine unerwartete Entwicklung frühzeitig erkannt werden?
- Wie ist das repräsentative Inventar des Pilotlagers zu wählen?
- Welche Wechselwirkungen müssen im Pilotlager vermieden werden, um für das Hauptlager belastbare Aussagen machen zu können?

- Sind an die Zugänglichkeit zum Pilotlager und dessen Auslegung zeitliche und räumliche Anforderungen zu stellen?

- Inwieweit können externe Prozesse Daten beeinflussen?

Das Projekt «Auslegung und Inventar des Pilotlagers» dauert von Juli 2010 bis Juni 2012.

Das Projekt **«Monitoringkonzept und -einrichtungen»** fokussiert auf alle Schritte der Überwachung, angefangen von der dem Bau eines Felslabors vorangehenden Umweltüberwachung bis zur Möglichkeit, nach Verschluss des Lagers die Überwachung fortzusetzen. Das Projekt soll dem ENSI einen möglichst breiten und vollständigen Überblick über mögliche Monitoringkonzepte und -techniken verschaffen. Es soll zudem Entscheidungsgrundlagen liefern, die für die Festlegung der Anforderungen an die Überwachung eines Pilotlagers erforderlich sind. Die Aktivitäten des Projekts werden sich eng an den Aktivitäten und Resultaten des internationalen EU-Forschungsprogramms MoDeRn (Monitoring Developments for Safe Repository Operation and Staged Closure) orientieren, das sich mit allen Aspekten des Monitorings im Umfeld eines geologischen Tiefenlagers auseinandersetzt. Im Projekt werden hauptsächlich folgende Fragen gestellt:

- Wie sieht die generelle Strategie der Überwachung eines Pilotlagers räumlich und zeitlich aus (Monitoring: wo – warum – was – wie)?
- Welche sicherheitsrelevanten Prozesse können über welche Zeiträume im Pilotlager und seinem Umfeld erfasst werden?
- Welche Parameter müssen gemessen werden? Wie sehen die Messzyklen aus?
- Welche Messmethoden und Messinstrumente stehen für diese Aufgaben zur Verfügung und wo sind ihre Grenzen? Wo besteht Entwicklungsbedarf?
- Welche Erfahrungen liegen heute aus Untertagebauten oder Felslabors bereits vor?
- Wie sind die Ergebnisse des Monitorings auszuwerten und aufzubewahren?

Das Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen» dauert unter Berücksichtigung der Dauer des EU-Projekts MoDeRn von August 2010 bis Dezember 2013.

Das **Projekt «Lagerauslegung»** schliesslich beschäftigt sich mit den Grundzügen der Auslegung der verschiedenen Lagerteile, wobei die lokale geologische Situation und die Eigenschaften des Wirtgesteins zu berücksichtigen sind. Die im Projekt «Lagerauslegung» zu berücksichtigenden Fragen umfassen vor allem:

- Welche Möglichkeiten der Anordnung der Einlagerungsstollen gibt es und welches sind ihre Vor- und Nachteile? Welche Faktoren sind zu berücksichtigen?

- Wie ist die Lagerauslegung optimal auf die geologisch-tektonische Situation am Standort anzupassen (Trennflächengeometrie und -häufigkeit, Spannungsverteilung)? Welche Faktoren sind zu berücksichtigen? Welche Anpassungen in der Auslegung wären möglich/sinnvoll, wenn geologische Komplikationen auftreten?

- Welche vollflächigen Stützmittel können entlang der HAA-Einlagerungsstollen im Opalinuston bzw. Tongesteinen verwendet werden? Welche Anpassungen an das Design aus dem Entsorgungsnachweis sind dazu notwendig (z.B. Ausbruchsquerschnitte)? Welche Konsequenzen haben die Anpassungen auf die Langzeitsicherheit?

- Mit welchen Techniken können wirksam und langfristig Wassereinträge in den Zugangsbauwerken (Schacht/Rampe) bei der Querung von Aquiferen oder Störungszonen vermieden bzw. deren Wirkung aufgefangen werden?

- Welche Ausbruchstechniken sollen verwendet werden? Was sind die Vor- und Nachteile von Tunnelbohrmaschinen, Teilschnittmaschinen und Sprengvortrieb, z.B. in Bezug auf die Ausbildung der Auflockerungszone und Lagerauslegung?

- Was sind die Vor- und Nachteile der verschiedenen Kombinationsmöglichkeiten bei den Zugangsbauwerken (d.h. Rampe/Rampe, Schacht/Schacht, Rampe/Schacht)?

- Was sind die sicherheitstechnischen Vor- und Nachteile einer Aufteilung des SMA-Lagers auf zwei Wirtgesteine?

- Was sind die sicherheitstechnischen Vor- und Nachteile eines Kombilagers?

- Wie beeinflussen Behältermaterial und -grösse, Hohlraumverfüllung, Versiegelungsbauwerke und die lagerbedingten Einflüsse die Lagerauslegung?

Das Projekt «Lagerauslegung» wurde im Oktober 2010 gestartet und dauert bis Juni 2012.

Bedeutung der Projekte, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Kernenergiegesetz fordert vor dem Verschluss eines Tiefenlagers eine Beobachtungsphase, die in der Kernenergieverordnung konkretisiert wird. Das Monitoring erfolgt einerseits von der Oberfläche aus, andererseits auf Lagerniveau in den Testbereichen (Felslabor) und anhand der Messinstrumentierung um das

Pilotlager. Die Ergebnisse dieser Überwachung dienen der Erhärtung des Sicherheitsnachweises und bilden die Grundlagen für den Entscheid über den endgültigen Verschluss des Tiefenlagers.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im Jahr 2011 werden die in den drei Projektplänen aufgezeigten Arbeitspakete gestartet. Zu den geplanten Arbeitssitzungen und Kolloquien sollen nationale wie internationale Experten beigezogen werden, um ein möglichst umfassendes Bild von Fachmeinungen zu den aufgeworfenen Fragen einzuholen. Die Ergebnisse der einzelnen Arbeitspakete werden ausgewertet und dokumentiert.

1.7.4. FORGE – Fate of Repository Gases

ENSI-Projektbegleiter: Felix Altorfer, Manuel Lorenzo Sentís

Einleitung

FORGE ist ein Projekt der EU im Rahmen des 7. Rahmenprogramms. Es hat zum Ziel, die sicherheitstechnische Bedeutung der durch Gase verursachten Prozesse im Nah- und Fernfeld eines Tiefenlagers, beispielsweise den Druckaufbau im Tiefenlager oder den Transport von Gasen und Radionukliden aus dem Tiefenlager ins Wirtgestein zu untersuchen. Im Projekt FORGE werden Teilaspekte der Gasentstehung in einem Tiefenlager und des anschliessenden Gastransports durch das Wirtgestein untersucht. Die Arbeiten sind in 5 Teilprogramme (Work packages WP) unterteilt:

- WP1: Behandlung von Gas in Sicherheitsanalysen
- WP2: Gasbildung
- WP3: Technische Barrieren
- WP4: Geklüftete Wirtgesteine
- WP5: Ungeklüftete Wirtgesteine

24 Partner nehmen an FORGE teil, darunter auch Aufsichtsbehörden (Schweiz, Belgien, Tschechien, Frankreich) sowie Entsorgungspflichtige. Das Projekt wurde im Februar 2009 gestartet, die Dauer des Projekts umfasst 4 Jahre.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeitsgruppe traf sich im Januar und Juni 2010 zu zwei Sitzungen. Dabei wurde der Stand der Arbeiten festgestellt, über die Fortschritte der verschiedenen Partner im WP1.2 diskutiert und das weitere Vorgehen

bei der Definition von neuen Vergleichsberechnungen (Benchmarks) festgelegt.

Als erster Schritt für eine vollständige Modellierung der Lagerkavernen wurde das Gastransportverhalten in einem zweidimensionalen System mit einer Schnittstelle («Interface») zwischen der Auflockerungszone und dem Abfallbehälter betrachtet. Die geringe Ausdehnung dieser Schnittstelle war für alle involvierten Arbeitsgruppen eine Herausforderung bei der Modellierung. Die Ergebnisse zeigen, dass die Modellierung der Schnittstelle zwischen der Auflockerungszone und dem Behälter als eigenständige Schicht einen Einfluss auf die Resultate der Gastransport-Simulationen hat. Die verschiedenen Arbeitsgruppen mussten vereinfachende Annahmen treffen, um die komplexe Aufgabestellung zu lösen.

Das ENSI führte die im WP1.2 definierten Berechnungen des Gastransportes in einem zweidimensionalen Modellsystem mit den Programmen TOUGH2 und TOUGH2-MP durch. In den Vergleichsberechnungen erhielt das ENSI mit den anderen Arbeitsgruppen vergleichbare Resultate. Ein dreidimensionales System mit Schnittstellen zwischen Behältern und Auflockerungszonen wurde als zweite Vergleichsberechnung definiert. Die vollständige Aufgabenstellung wurde im Oktober 2010 definiert, und erste Resultate wurden in der Projekt-Sitzung im Januar 2011 in Brugg präsentiert.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die in einem geologischen Tiefenlager eingelagerten Metalle und organischen Stoffe produzieren durch Korrosionsprozesse oder auf Grund des Stoffwechsels von vorhandenen Mikroben Gase wie Wasserstoff und Methan in den Einlagerungsstollen. In dichten Wirtgesteinen kann dieses Gas nur langsam abgeführt werden, und es kommt zu einem Druckaufbau in den Lagerstollen. Die für die Langzeitsicherheit eines Tiefenlagers wichtige Frage ist, ob durch diesen Druckaufbau die Rückhaltefähigkeit des Wirtgesteins durch die Bildung von Rissen gefährdet wird.

Das Projekt FORGE bietet dem ENSI Gelegenheit, alle relevanten Fragestellungen im Bereich von Gasentstehungs- und Gastransportfragen in Tiefenlagern im europäischen Rahmen zu verfolgen. Die Resultate dieser Arbeiten werden in die Begutachtung im Rahmen des Sachplans Geologische Tiefenlager einfließen.

Weitere Informationen sind unter <http://www.bgs.ac.uk/forge/home.html> erhältlich.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

In den nächsten Projektschritten werden die Resultate der jeweiligen Berechnungen der Teilnehmer am WP1 verglichen sowie Probleme und Lösungen der numerischen Modellierung von Gastransportprozessen diskutiert. Das Ziel ist es, innerhalb der Laufzeit des Projekts belastbare Berechnungen eines 3D-Modells eines Tiefenlagers zu entwickeln, um die sicherheitstechnische Bedeutung der Gasentwicklung im Tiefenlager vertieft beurteilen zu können.

1.7.5. Klimamodellierung

Auftragnehmer: Institut für Klima- und Umweltphysik der Universität Bern

ENSI-Projektbegleiter: Joachim Kuhlemann, Meinert Rahn

Einleitung

Im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager spielt eine konservative Beurteilung zukünftiger Ero-

sions-Szenarien eine wichtige Rolle für die Langzeitsicherheit. Während von der flächigen Erosion infolge langfristiger Hebung keine Gefährdung für HAA-Lager ausgeht, erfordert das Potenzial linienhafter Tiefenerosion durch Gletscher weitere Untersuchungen. Zur Modellierung des Verhaltens von Vorlandgletschern bieten Klimamodellierungen wichtige Randbedingungen. Das ENSI hat daher ein Projekt zur Klimamodellierung initiiert. Die geplanten Arbeiten werden am Institut für Klima- und Umweltphysik der Universität Bern durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden der Projektplan erstellt, das einjährige Projekt im September gestartet und die Modellierungsstrategien festgelegt. Vom ENSI wurden dazu detaillierte Szenarien für die Klimamodellierung vorgeschlagen (siehe unten) und eine Zusammenstellung der Grenzen der Eisschilde und deren Dicke angelegt. Zurzeit liegen noch keine Ergebnisse vor.



Figur 16: Die nordwestliche Schweiz und angrenzende französische und deutsche Gebiete während der Hochphase der letzten Eiszeit vor ca. 21 000 Jahren. Im Süden und Osten sind die von den Alpen her kommenden Gletscher zu sehen, ganz im Nordwesten und im Norden die Gletscher der Vogesen bzw. des Schwarzwalds (Quelle: Ausschnitt aus der Karte «Die Schweiz während des letzteiszeitlichen Maximums (LGM)», 1:500 000, GeoKarten 500, 2009; reproduziert mit Bewilligung von swisstopo, BA110079).

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Bei der geologischen Tiefenlagerung hochaktiver Abfälle (Betrachtungszeitraum: 1 Million Jahre) ist die glaziale Tiefenerosion ein wichtiger zu beachtender Prozess. Das erosive Potenzial vorrückender Gletscher hängt stark vom Ausmass zukünftiger Vergletscherungen und damit vom Niederschlag in den Alpen und in Mitteleuropa während einer Eiszeit ab. Mit der laufenden Klimamodellierung soll die letzte Eiszeit (Würm) betrachtet werden, die vor etwa 120 000 Jahren begann und vor gut 10 000 Jahren endete. Im Speziellen wird ein Vergleich zwischen zwei Phasen der Würm-Eiszeit vorgenommen, nämlich der Frühphase (vor ca. 65 000 Jahren = Früh-Würm) und der Hochphase der letzten Eiszeit (vor ca. 21 000 Jahren = last glacial maximum, LGM). Während die Höhe der Eisschilde in der Würm-Hochphase gut bekannt ist, werden zwei unterschiedliche Szenarien für die Höhe der Eisschilde im Früh-Würm verwendet. Durch die Klimamodellierung werden Luftdruckverhältnisse, Sturmpfade und Niederschläge beider Eiszeitphasen jeweils als Differenz zur Nacheiszeit dargestellt und untereinander verglichen. Als Referenz für die Nacheiszeit wird eine relativ kühle Klimaperiode verwendet, die sich vom Spätmittelalter bis in die Mitte des 19. Jahrhunderts erstreckte und als Kleine Eiszeit bezeichnet wird. Ziel der Sensitivitätsstudie ist ein verbessertes Verständnis der atmosphärischen Zirkulation im Verlauf einer Eiszeit.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im Modell sollen zu Beginn die Gletscherausbreitung, die Eishöhe und weitere benötigte Daten der Eiszeitphase vor 21 000 Jahren (darunter Meerwasseroberflächen-Temperaturen aus der Literatur) implementiert werden. Für diese Eiszeitphase existieren etliche Klima-

modellierungen mit hoher räumlicher Auflösung. Ein Klimamodell liefert ein Temperaturverteilungsmuster mit guter Übereinstimmung mit den verfügbaren Indikatoren für das Paläoklima in Europa. Durch Testläufe für diese Zeit mit verschiedenen Parametervariationen soll die bestmögliche Annäherung an die Paläoklima-Indikatoren erreicht werden.

Anschliessend werden die zwei Szenarien der Eiszeitphase vor 65 000 Jahren im Klimamodell implementiert. Für diese Phase sind nur wenige unabhängige Paläoklima-Indikatoren vorhanden. Die wichtigste Rahmenbedingung ist ein nachgewiesener maximaler Gletschervorstoss in den westlichen Vogesen, der eine Bündelung der Niederschläge aus Westen voraussetzt, die aber die Ostschweiz und die Ostalpen nicht erreichen. Ziel der Modellierung beider Szenarien ist, diesen Befund so gut wie möglich anzunähern. Klimatrends in anderen Teilen Europas und daraus abzuleitende atmosphärische Zirkulationsvarianten wären ein Kernresultat der Studie. Der Vergleich beider Szenarien untereinander soll zeigen, ob und inwieweit die Eisschild-Topographie eine kritische Rolle für die atmosphärische Zirkulation spielt.

In einer abschliessenden Synthesephase sollen die Modellierungsergebnisse der Früh- und Spätphase der letzten Eiszeit verglichen werden. Es gilt zu testen, ob die frühe Eiszeitphase durch so genanntes temperiertes Eis eine relativ geringe Eismächtigkeit der Eisschilde aufwies und ob dies ein Grundmuster früher Eiszeitphasen ist. Temperiertes Eis schmilzt an der Gletscherbasis leichter und bewirkt dadurch ein stärkeres Fließen des Gletschers als kaltes Eis. Weiterhin ist zu testen, ob die atmosphärische Zirkulation im Modell eine Verlagerung der Vereisungszentren in Nordeuropa nach Westen und im Mediterranraum nach Süden und Osten plausibel macht, weil dieser Trend sich aus den Paläoklimadaten erschliesst.

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

Das ENSI ist in ein internationales Netzwerk zur Erfassung und Verbreitung von Betriebserfahrung eingebunden. Über diesen Verbund erhält das ENSI Information aus Kernanlagen rund um den Globus und stellt im Gegenzug Betriebserfahrung aus Schweizer Anlagen zur Verfügung. Vorkommnisse sind ein wichtiger Bestandteil dieser Betriebserfahrung. Zwei wesentliche Instrumente in diesem Netzwerk sind das Incident Reporting System IRS, das Berichte über Vorkommnisse sammelt, aufbereitet und in einer Datenbank zur Verfügung stellt, und die internationale Ereignisskala INES zur Klassierung von nuklearen und radiologischen Ereignissen als Kommunikationsmittel gegenüber der Öffentlichkeit. Beide Instrumente sind ein Gemeinschaftswerk der Internationalen Atomenergieorganisation IAEA mit Sitz in Wien und der Nuclear Energy Agency NEA der OECD. Das Netzwerk der nationalen IRS-Koordinatoren und INES-Beauftragten ermöglicht einen raschen Informationsaustausch nach dem Auftreten von Ereignissen. Die Mitgliedsländer der IAEA haben sich verpflichtet, Vorkommnisse von globalem Interesse oder bei einer Klassierung in INES-Stufe 2 und höher zeitnah an die IAEA zu melden. Die IAEA ihrerseits verbreitet die Meldung über ihre News-Website (<http://www-news.iaea.org/news/>) und per E-Mail an Kontaktpersonen in den Mitgliedsländern.

Für das Jahr 2010 verzeichnen die öffentlich zugänglichen INES-Meldungen 16 Vorkommnisse, eines wurde der Stufe 4 («Unfall mit lokalen Auswirkungen») zugeordnet, zehn der Stufe 2 («Zwischenfall»), drei der Stufe 1 («Anomalie»), und eines der Stufe 0 («unterhalb der Skala») und auf eines war die Skala nicht anwendbar. Sechs der Meldungen stammen aus dem Betrieb von Kernkraftwerken, wovon eine Meldung sich auf das INES-2-Vorkommnis aus dem Schweizer Kernkraftwerk Leibstadt bezieht, bei dem ein Taucher während Instandhaltungsarbeiten einer unzulässigen Strahlendosis ausgesetzt war (vgl. Abschnitt 2.1). Bei den übrigen Meldungen handelt es sich überwiegend um Vorkommnisse beim Umgang mit radioaktiven Quellen in der Industrie sowie in Einrichtungen von Forschung und Medizin und um Funde verwaister radioaktiver Quellen. Bei acht Vorkommnissen kam es zu unzulässig hohen Bestrahlungen von Personen. Hervorzuheben ist das INES-4-Vorkommnis in Indien, bei dem an 7 Personen der Bevölkerung strahleninduzierte Symptome diagnostiziert wurden. Die Ursache dafür bildete die unsachgemäße Entsorgung einer Gamma-Strahlenquelle als gewöhnlicher Schrott durch den Eigentümer, die Universität Delhi. Dies führte in weiterer Folge zu einer Aufteilung der in der Strahlenquelle ursprünglich enthaltenen radioak-



Figur 1: Treffen der IRS-Koordinatoren zum Erfahrungsaustausch über Vorkommnisse (Quelle: ENSI).

tiven metallischen Teile bei mehreren Schrotthändlern. Als Folge davon wurde der Universität der Gebrauch von radioaktiven Quellen untersagt.

Bereits seit dem Jahr 2008 gibt es in Europa eine weitere Einrichtung im Erfahrungsnetzwerk, das European Clearinghouse on Operational Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten, an dem auch die Schweiz beteiligt ist. Diese Institution unterstützt ihre Mitglieder bei der Bereitstellung und Umsetzung von Betriebserfahrung auf nationaler Ebene und führt Analysen zu Schwerpunktthemen durch.

Als weitere Informationsquellen dienen dem ENSI periodische Berichte oder Mitteilungsorgane ausländischer Anlagen und Behörden sowie die Teilnahme an internationalen Arbeitsgruppen, wie beispielsweise die Working Group on Operational Experience WG OE der NEA. Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Anlagen und wertet diese durch Fachgruppen und -spezialisten aus. Es klärt, ob ein Vorkommnis Relevanz für Schweizer Anlagen hat, und falls ja, welche Massnahmen erforderlich sind.

Die Betreiber von Kernanlagen haben sich ihrerseits zum Verband der «World Association of Nuclear Operators» (WANO) zusammengeschlossen, der über ein eigenes Informationsnetzwerk über Vorkommnisse verfügt. Zudem sind die Betreiber weiteren Vereinigungen angeschlossen, wie zum Beispiel dem VGB PowerTech e. V. als europäischem Fachverband für Strom und Wärmeerzeugung, ebenfalls mit dem Ziel eines breit angelegten Erfahrungsaustausches.

Die folgenden Abschnitte beschreiben ausgewählte Vorkommnisse aus dem Jahr 2010 und wie das ENSI ihre Relevanz für die Schweiz bewertet. Den Anfang machen Vorkommnisse, die auf unvorhergesehener Bestrahlung von Fremdpersonal beruhen. Von Interesse war auch das Vorkommnis in den USA, bei dem es zu Beeinträchtigungen von sicherheitsbezogenen Einrichtungen und zu Bränden kam. Den Abschluss bildet eine Vorkommnismeldung aus Südkorea, welche im Zusammenhang mit dem Neubau von Kernkraftwerken steht. Das ENSI verfolgt derartige Erfahrungen im Hinblick auf mögliche neue Schweizer Kraftwerke.

2.1. Bestrahlung von Personal in Kernkraftwerken

Im Jahre 2010 gab es mehrere Meldungen über radioaktive Bestrahlung von Fremdpersonal in Kernkraft-

werken. Am 23. April 2010 kam es im Block B4 des Kernkraftwerks Chinon in Frankreich zu einer unbeabsichtigten Strahlenexposition eines Mitarbeiters einer Fremdfirma, welcher Reinigungsarbeiten im Brennelementgebäude durchführte. Vor dem Entladen der Brennelemente aus dem Reaktorkern wurde der Transferbereich des Beckens für abgebrannte Brennelemente entleert und gereinigt. Nach dem Abschluss der Reinigung begab sich der Arbeiter in entsprechender Schutzkleidung in das Becken, um zu kontrollieren, ob tatsächlich alles Fremdmaterial entfernt wurde. Dabei fand er ein kleines metallisches Stück, welches er aufhob. Da dieses Stück stark radioaktiv war, gab das vom Arbeiter getragene elektronische Dosimeter Alarm, worauf der Arbeiter das aufgehobene Stück in einen Behälter legte und den Platz sofort verliess. Die Auswertung der Dosimeter ergab keine Überschreitung des Grenzwertes von 20 mSv pro Jahr für die Ganzkörperbestrahlung, hingegen eine Überschreitung des Grenzwertes für die Extremitäten, welcher 500 mSv pro Jahr beträgt. Die Untersuchung durch die französischen Behörden (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire IRSN und Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives CEA) ergab für eine Hand des Arbeiters eine Dosis von rund 750 mSv. Eine derartige Bestrahlung erfordert keine medizinische Behandlung. Wie die französische Aufsichtsbehörde feststellte, traf der Kraftwerksbetreiber die erforderlichen Massnahmen zur Absicherung der Arbeitsstelle und zur medizinischen Überwachung des bestrahlten Arbeiters. Erste Untersuchungen ergaben, dass die durchgeführten Risikoanalysen unzureichend waren und eine Vorschrift für den Fall des Auffindens von unbekanntem Material fehlte.

Während des Revisionsstillstands kam es im Block B4 des Kernkraftwerks Chinon erneut zu einer unnötigen Bestrahlung von Arbeitern einer Fremdfirma. Mit entsprechender Schutzkleidung versehen, stieg ein Arbeiter in den Dampferzeuger ein, um das Vorhandensein von Fremdmaterial zu kontrollieren. Während dieser Kontrolle hob der Arbeiter ein loses Stück auf und gab es einem Mitarbeiter weiter. Dieses stark radioaktive Stück wurde von insgesamt 5 Mitarbeitern der Fremdfirma gehandhabt. Als die elektronischen Dosimeter der Arbeiter Alarm gaben, wurde das Strahlenschutzpersonal des Betreibers gerufen. Erste Untersuchungen durch den Betreiber ergaben keine Überschreitung der gesetzlichen Limiten. Das IRSN veranlasste zusätzliche Untersuchungen. Als Ursachen werden hauptsächlich mangelnde Vorbereitung und die Missachtung von grundlegenden Strahlenschutzvorschriften identifiziert.

Auch in der Schweiz kam es im vergangenen Jahr zu einem meldepflichtigen Vorkommnis, nämlich einer unzulässigen Strahlenbelastung eines Mitarbeiters einer Fremdfirma im Kernkraftwerk Leibstadt (Details siehe ENSI-Aufsichtsbericht 2010). Während des Revisionsstillstands nahm ein Taucher im mit Wasser gefüllten Brennelement-Transferbecken Instandhaltungsarbeiten vor. Nach Beendigung dieser Arbeiten kontrollierte er, ob loses Material am Beckenboden vorhanden war. Auf Anweisung der Überwachungsperson, welche am Beckenrand die Arbeiten des Tauchers verfolgte und über Sprechverbindung mit ihm verbunden war, sammelte der Taucher diese Gegenstände ein und deponierte sie in dem Werkzeugkorb. Darunter war ein rund 30 cm langer stark strahlender rohrähnlicher Gegenstand. Während des Hochziehens des Korbs mass ein Strahlenschutzmitarbeiter die Dosisleistung an der Wasseroberfläche. Als der Korb sich der Wasseroberfläche näherte, löste die Raumstrahlungsüberwachung einen Alarm aus, und die Messung des Strahlenschutzes zeigte eine erhöhte Dosisleistung. Der Korb wurde darauf wieder auf den Beckengrund abgesenkt. Der Taucher hatte unter Wasser keine Möglichkeit, den Alarm seines elektronischen Dosimeters wahrzunehmen. Er akkumulierte eine Strahlendosis, welche sowohl den Grenzwert der Handdosis als auch jenen der Ganzkörperdosis überstieg. Die betroffene Person wurde ärztlich betreut. In der Schweiz wurden bereits auf Grund des Vorkommnisses im Kernkraftwerk Beznau im Jahr 2009 umfassende Überprüfungen der Regelungen zur Vorkehrung gegen unzulässige Bestrahlungen von Personen in den Kernkraftwerken durchgeführt und Verbesserungen umgesetzt. Dieses Vorkommnis mit einer erneuten Bestrahlung eines Arbeiters weist Besonderheiten auf, weil es sich bei Unterwasserarbeiten ereignete. Auf Grund des Vorkommnisses werden zusätzliche Massnahmen für Tauchgänge getroffen.

2.2. Verschlimmerung eines Vorkommnisablaufs durch die Schichtmannschaft

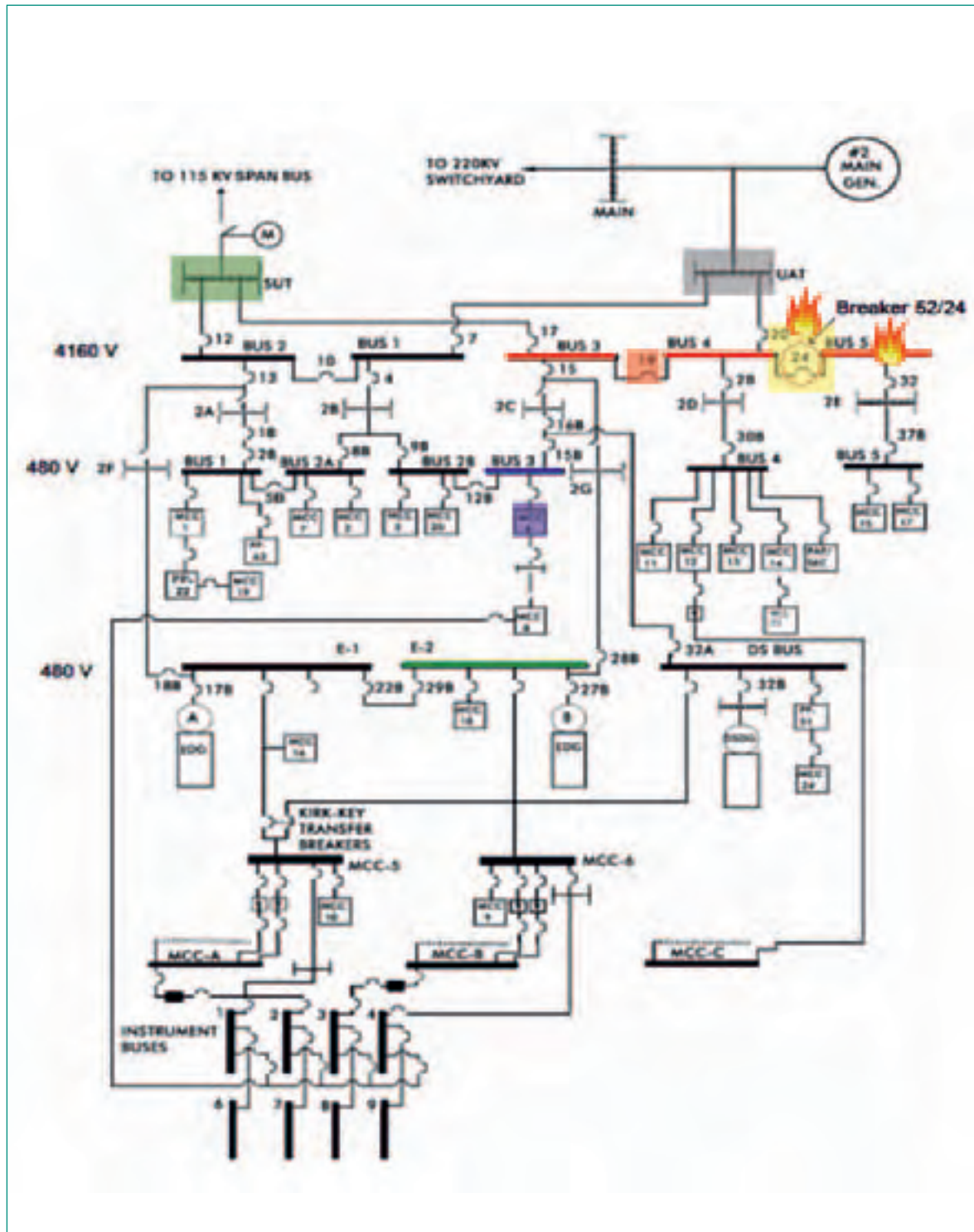
Im Block 2 des US-amerikanischen Kernkraftwerks H. B. Robinson führte gemäss Angaben der Aufsichtsbehörde NRC am 28. März 2010 um 18:52 Uhr ein Isolationsfehler an einem Kabel zwischen zwei nicht sicherheitsbezogenen Stromschienen (4-kV-Schienen 4 und 5, in Figur 2 mit roter Linie markiert) zu einem Brand im Bereich der Schiene 5 (in Figur 2 mit dem rech-

ten Brandsymbol markiert) sowie zu Unterspannung auf der 4-kV-Schiene 4, welche eine Hauptkühlmittelpumpe versorgte. Der Brand löste einen Brandalarm aus. Da die Steuerspannung für den Trennschalter zwischen den 4-kV-Schienen 4 und 5 fehlte, konnte dieser nicht öffnen und die Unterspannung auf der 4-kV-Schiene 4 blieb bestehen. Dadurch verringerten sich die Drehzahl der betroffenen Hauptkühlmittelpumpe und der Kühlmitteldurchfluss in einer Schleife des Primärkreislaufs. Dies löste eine Reaktorschnellabschaltung aus. Der durch den Kabelfehler verursachte hohe Fehlerstrom beschädigte den vom Generator versorgten Eigenbedarfstransformator (in Figur 2 grau markiert), über den die 4-kV-Schiene 4 versorgt wird, und löste dessen Transformatorschutz aus. Die 4-kV-Schiene 4 wurde automatisch umgeschaltet auf die 4-kV-Schiene 3 (in Figur 2 mit roter Linie markiert). Diese wird vom für das Anfahren der Anlage benötigten, vom externen Netz versorgten Anfahrtransformator (in Figur 2 mit grüner Fläche markiert) gespeist. Weil der Isolationsfehler während der Umschaltung bestehen blieb, kam es nun auch auf 4-kV-Schiene 3 zu einer Unterspannung, ebenso auf einer von dieser über einen Transformator versorgten sicherheitsbezogenen 480-V-Schiene (Schiene E-2, in Figur 2 grün markiert). Infolge dieser Unterspannung startete ein Notstrom-Dieselmotor, um die Versorgung der Schiene E-2 zu gewährleisten. Die Unterspannung auf der 4-kV-Schiene 3 führte zum Öffnen der Verbindung zur nicht sicherheitsbezogenen 480-V-Schiene 3 (in Figur 2 blau markiert), wodurch eine Niederspannungs-Verteilanlage (MCC 4, in Figur 2 mit blauer Fläche markiert) spannungslos wurde. Sekunden nach der ersten Umschaltung öffnete der Trennschalter zwischen den 4-kV-Schienen 3 und 4 (in Figur 2 mit roter Fläche markiert) und beendete den durch den Isolationsfehler verursachten Ereignisablauf. Während der vorübergehenden Spannungslosigkeit der Schiene E-2 hatte ein Ventil (FCV-626) die Kühlung der Hauptkühlmittelpumpen durch das nukleare Zwischenkühlsystem unterbrochen. Als die Niederspannungsanlage MCC4 spannungslos geworden war, öffneten zudem alle Ventile, über die der Zwischenüberhitzer mit Frischdampf versorgt wird. Durch diese Dampfentnahme wurde der Primärkreislauf über die Dampferzeuger rasch abgekühlt. Den Notfallvorschriften entsprechend starteten die Operateure um 18:53 Uhr zwei Ladepumpen, über welche der Füllstand im Druckhalter und die Borkonzentration im Primärkreislauf geregelt werden, aber sie unterliessen es, den Druckhalterfüllstand und die Kühlmitteltemperatur sorgfältig zu überwachen.

Um 18:57 Uhr wurde das Feuer auf der 4-kV-Schiene 5 mit zwei Staubfeuerlöschern gelöscht, wobei es mehrere Male wieder aufflackerte.

Um 19:00 Uhr kam es auf Grund des durch die Abkühlung verursachten Druckabfalls zu einer automatischen

Sicherheitseinspeisung in den Primärkreislauf. Wegen einer Störung schalteten die Ladepumpen nicht automatisch vom Volumenausgleichstank auf den Borwasser-Vorratstank um. Die Operateure erkannten erst 46 Minuten später, dass diese Umschaltung nicht erfolgt war.



Figur 2: Vereinfachte Darstellung der elektrischen Eigenbedarfsanlage des Kernkraftwerks H. B. Robinson im US-Bundesstaat South Carolina (Quelle: United States Nuclear Regulatory Commission).

Um 19:24 Uhr zeigte im Kommandoraum ein Alarm eine hohe Lagertemperatur einer Hauptkühlmittelpumpe B an.

Um 19:25 Uhr wurde die 120-V-Instrumentenschiene 3 spannungslos, wodurch die Steuerlogik die Frischdampf-Isolationsventile schloss, was den bis dahin andauernden Dampfstrom in den Kondensator beendete. Dadurch wurde auch die weitere Abkühlung des Primärkreislaufs gestoppt.

Um 19:30 Uhr zeigte ein Alarm auch an der Hauptkühlmittelpumpe A eine hohe Lagertemperatur an.

Um 19:31 Uhr erkannten Operateure, dass das Ventil FCV-626 geschlossen war und öffneten dieses wieder, worauf die Kühlung der Hauptkühlmittelpumpen durch das nukleare Zwischenkühlsystem wieder funktionierte. Um 19:37 Uhr war der Volumenausgleichstank vollständig entleert wegen der um 19:00 Uhr nicht erfolgten Umschaltung auf den Borwasser-Vorratstank.

Um 19:46 Uhr erkannten die Operateure, dass die Ladepumpenumschaltung auf den Borwasser-Vorratstank nicht erfolgt war und holten diese um 19:51 Uhr manuell nach.

Um 21:26 Uhr gingen die Operateure von der Abarbeitung der Notfallvorschriften zur Vorschrift über, welche die Stabilisierung der Anlage nach einer Reaktorschnellabschaltung regelt. Dabei versuchten sie um 22:34 Uhr, das Generator-Sperrrelais zurückzusetzen. Weil das Schutzsignal des Eigenbedarfstransformators noch immer vorhanden war, wurde dabei die 4-kV-Schiene 4 (in Figur 2 mit roter Linie markiert) durch die erneute automatische Umschaltung auf den Anfahrtransformator wieder unter Spannung gesetzt. Dies führte zu einem Brand im Bereich des Trennschalters zwischen den 4-kV-Schienen 4 und 5 (in Figur 2 gelb markiert). Nun öffnete wegen Überstroms der Trennschalter zwischen den 4-kV-Schienen 3 und 4 erneut. Nach dem zweiten elektrisch bedingten Brandausbruch zeigten Alarmmeldungen im Kommandoraum einen Erdschluss an beiden sicherheitsbezogenen 125-V-Batterieschienen. Der Schichtchef erklärte die Situation daraufhin zum Notfall. Die Werksfeuerwehr löschte auch dieses Feuer mit 2 Staubfeuerlöschern innerhalb kurzer Zeit. Beide Brände hatten keine sicherheitsbezogenen Komponenten betroffen. Die Anlage wurde in einen sicheren Zustand gebracht, indem die Erdschlüsse an den 125-V-Schienen durch Umschaltungen beendet werden konnten.

Die Aufsichtsbehörde reagierte umgehend. Der vor Ort stationierte Inspektor begann die Untersuchung. Später wurden zusätzlich Spezialisten zur vertieften Untersuchung in das Kernkraftwerk entsandt. Vorläufige Resul-

tate weisen als auslösenden Fehler die Installation von elektrischen Kabeln aus, welche nicht den Auslegungsspezifikationen entsprachen. Dies führte zu einem Kurzschluss und löste den ersten Brand im Bereich der Verbindung der 4-kV-Schienen 4 und 5 aus. Weitere Bauteile zeigten im Vorkommnisablauf nicht das vorgesehene Verhalten, was den Ablauf des Vorkommnisses ungünstig beeinflusste. Die Untersuchungen deckten auch Mängel in den Reaktionen des Betriebspersonals auf die aufgetretenen Fehlfunktionen auf.

Das ENSI und die Schweizer Kernkraftwerke haben überprüft, ob auch in der Schweiz aus diesem Vorkommnis Massnahmen abzuleiten sind. Bei Redaktionsschluss war die Prüfung noch nicht abgeschlossen, doch stand bereits fest, dass daraus in den Bereichen Vorschriften und Ausbildung Lehren gezogen werden.

2.3. Neubau von Kernkraftwerken

Am 17. September 2010 fand im südkoreanischen Kernkraftwerk Shin-Kori 1 ein Inbetriebnahmetest statt. Während des Aufheizens des Primärkreislaufs im heiss abgestellten Anlagezustand wurde das Isolationsventil des Containment-Sprühsystems versehentlich geöffnet. Dadurch strömte Wasser aus dem Primärkreislauf über das Abfahrkühlsystem zu den Düsen des Containment-Sprühsystems. Als die Betriebsschicht erkannte, dass im Druckhalter Füllstand und Druck rasch abnahmen, ging sie nach der entsprechenden Notfallvorschrift vor und löste manuell eine Sicherheitseinspeisung und eine Containmentisolation aus. Nachdem die Betriebsschicht das offene Ventil identifiziert hatte, schloss sie das Ventil von Hand und erklärte die Situation zum Notfall.

Während des Vorkommnisses wurden rund 423 Tonnen Borwasser aus dem Primärkreislauf und dem Borwasser-Vorratstank in das Containment gesprüht. Das Vorkommnis führte zu keiner Strahlenbelastung des Personals und zu keiner Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Das Vorkommnis wurde technisch der INES-Stufe 1 zugeordnet, aber auf Grund von Aspekten der Sicherheitskultur auf INES 2 hochgestuft.

Ein solches Vorkommnis ist zwar theoretisch auch beim Wiederanfahren bestehender Anlagen nach dem Revisionsstillstand möglich, jedoch in der Inbetriebnahmephase neuer Anlagen wahrscheinlicher. Obwohl über die Erteilung der nötigen Bewilligungen für den Neubau von Kernkraftwerken in der Schweiz erst zu einem späteren Zeitpunkt entschieden wird, verfolgt das ENSI aufmerksam Vorkommnisse beim Neubau von Kern-

kraftwerken im Ausland, um auf die in diesem Fall auf das ENSI zukommenden Aufgaben vorbereitet zu sein. Die Erkenntnisse aus diesem Vorkommnis bestätigen die Wichtigkeit der vom ENSI in seinen Gutachten zu den Rahmenbewilligungsgesuchen der Ersatz Kernkraftwerk Beznau AG, der Ersatz Kernkraftwerk Mühleberg AG und der Kernkraftwerk Niederramt AG zu

Händen der Bewilligungsbehörde formulierten Anträge für Auflagen. Demnach haben die Gesuchsteller für die Projektierung und Auslegung der Anlage ein Managementsystem gemäss den Vorgaben von Art. 25 KEV sowie IAEA Safety Standard GS-R-3 sowie ein Programm zur Berücksichtigung der menschlichen und organisatorischen Faktoren zu implementieren.

3. Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI wirkt in über 70 internationalen Organisationen mit, um seine Aufsichtstätigkeit breit abzustützen und mit internationalen Anforderungen zu harmonisieren. Damit profitiert es einerseits vom länderübergreifenden Erfahrungsaustausch, andererseits stellt es sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik für die Aufsicht anwendet und zusammen mit der Staatengemeinschaft weiterentwickelt. Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf Art. 87 und Art. 104 des Kernenergiegesetzes (KEG). Sowohl die bilaterale als auch die multilaterale Zusammenarbeit sind durch Staatsverträge (SR 0.732) geregelt.

Diese Zusammenarbeit ermöglicht auch Projekte, die von Einzelstaaten nicht alleine getragen werden können. Die im Kapitel 1 beschriebenen OECD-Forschungsprojekte werden von der Kernenergieagentur NEA der OECD bzw. dessen Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) koordiniert und durch Fachbeiträge zahlreicher Forschungsinstitutionen in den Mit-

gliedsstaaten unterstützt. Ein Beispiel ist das Halden Reactor Project, das von über 100 Institutionen in 18 Staaten getragen wird (siehe Kapitel 1 und Figur 1). Auch das ENSI leistet hierfür einen erheblichen zeitlichen und finanziellen Aufwand. Ein weiteres Beispiel ist die internationale Vorkommnisdatenbank IRS (siehe Kapitel 2), ein Gemeinschaftsprojekt der Internationalen Atomenergieagentur IAEA und der OECD, deren Betrieb nur mit international abgestimmten Verfahren und Formaten möglich ist.

Die bilaterale Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten Deutschland und Frankreich dient dem gegenseitigen Informationsaustausch über die Sicherheit von Kernanlagen und über die Aufsicht. Eine besondere Bedeutung kommt dabei der grenzüberschreitenden Abstimmung zum Schutz der Bevölkerung bei einem Notfall zu. Dieser Punkt ist auch Thema der jährlichen Gespräche mit Österreich.

Im Folgenden werden die für die Aufsichtstätigkeit wichtigsten internationalen Gremien und Aktivitäten des ENSI im Berichtsjahr kurz zusammengefasst.



Figur 1: Besichtigung des Hotlabors des Paul Scherrer Instituts anlässlich des Aufsichtsratstreffens des OECD Halden Reactor Project (HRP) vom 7. bis 8. Juni 2010 in Zürich. Von links nach rechts: Keijo Valtonen von der finnischen Aufsichtsbehörde STUK, Øivind Berg, HRP, Margaret McGrath, Stv. Projektleiterin HRP, Fridtjov Øvre, Projektleiter HRP und Marc Verwerft vom belgischen Kernenergieforschungszentrum SCK-CEN, Vorsitzender der Halden Programme Group.

3.1. Internationale Übereinkommen

3.1.1. Übereinkommen über nukleare Sicherheit

Das internationale Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS) hat das Ziel, in den Unterzeichnerstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit zu erreichen und zu erhalten. Menschen und Umwelt sollen vor strahlungsbedingten Gefahren geschützt und Unfälle in Kernkraftwerken vermieden werden. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Oktober 1995 unterzeichnet und im September 1996 ratifiziert. Die Vertragsparteien haben sich verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft.

Seit der Inkraftsetzung der CNS fanden 4 Überprüfungskonferenzen statt, die letzte im Frühjahr 2008. Die Schweiz erhielt damals von den anderen Ländern gute Noten. Unter anderem wurden die umfassende und ausgeglichene Umsetzung der Prinzipien der nuklearen Sicherheit und die integrierte Sicherheitsbewertung der Schweiz gewürdigt, aber auch die Risikoanalysen der Aufsichtsbehörde und der Betreiber von Kernanlagen, die Betonung der menschlichen Faktoren und die enge Zusammenarbeit mit Nachbarländern in der Notfallplanung. Mit der Überführung der früheren, zum Bundesamt für Energie gehörenden Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) in die öffentlich-rechtliche Anstalt ENSI erfüllte die Schweiz eine seit langem hängige Forderung der CNS nach einer auch formal unabhängigen Aufsichtsbehörde.

Die 5. Überprüfungskonferenz wird vom 4. bis 14. April 2011 stattfinden. Die Vorbereitungen hierzu sind in vollem Gang. Die Schweiz wurde der Ländergruppe 5 zugeteilt, zusammen mit Kanada, Deutschland, Bulgarien, Armenien, Österreich, Peru, Nigeria, den Vereinigten Arabischen Emiraten, Griechenland und Irland. Das ENSI wird die Schweiz an der kommenden Überprüfungskonferenz vertreten und hat den Schweizer Länderbericht Ende August 2010 fristgerecht bei der IAEA eingereicht. Er legt dar, wie die Schweiz den Verpflichtungen der CNS nachkommt. Die weiteren Vorbereitungsarbeiten beinhalteten die Prüfung der Berichte anderer Länder – insbesondere derjenigen der Gruppe 5 und von bedeutenden Kernenergiestaaten – und die Formulierung von Fragen zu diesen Berichten. Anschliessend wird das ENSI die Fragen, die andere Länder zum Bericht der Schweiz

stellten, beantworten, und an der 5. Überprüfungskonferenz schliesslich werden alle Berichte gegenseitig präsentiert und eingehend diskutiert.

3.1.2. Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle

Ziel dieses internationalen Übereinkommens («Joint Convention») ist es, in den Vertragsstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit bei der Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle zu erreichen und zu erhalten. Die Schweiz hat die Joint Convention 1997 unterzeichnet und 1999 ratifiziert. Wie bei der CNS sind die Vertragsparteien verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden. Sie erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft. Die letzte fand vom 11. bis 20. Mai 2009 statt. Die Schweiz erhielt acht so genannte «Good Practices». Besonders hervorgehoben wurde von den anderen Staaten das transparente Sachplanverfahren mit Partizipation der Öffentlichkeit und der Nachbarländer. Gute Noten gab es auch für die Reduzierung des Abfallvolumens mittels Verbrennungs- und Schmelzanlage im Zwischenlager Würenlingen, für die Datenbank ISRAM (Informationssystem radioaktiver Materialien) sowie für das Forschungsprogramm mit den beiden Felslabors Mont Terri und Grimsel. Die 4. Überprüfungskonferenz wird vom 7. bis 16. Mai 2012 stattfinden. Das ENSI wird 2011 den Länderbericht der Schweiz erstellen und bei der IAEA einreichen.

3.1.3. OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks

Das nach den beiden Vorläufer-Verträgen – der OSLO-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – benannte OSPAR-Übereinkommen wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach der Ratifikation durch alle Mitgliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Belgien, Deutschland, Dänemark, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Irland, Island, Luxemburg, Norwegen, Niederlande, Portugal, Spanien, Schweden sowie die Europäische Union verpflichten sich, die Meeresver-



Figur 2: Die Internationale Atomenergieagentur IAEA in Wien.

schmutzung als Folge menschlicher Aktivitäten zu bekämpfen. Beispielsweise verbietet das Übereinkommen die Abfallversenkung von Schiffen aus sowie die Verbrennung von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im Komitee über radioaktive Substanzen der OSPAR, das sich mit der Einleitung von Radioaktivität in die Nordsee und den Nordostatlantik befasst. Das Ziel der OSPAR im Bereich radioaktive Substanzen ist es, die künstlich eingetragene Radioaktivität bis zum Jahr 2020 soweit wie möglich zu reduzieren.

Am jährlichen Treffen des Komitees vom 13. bis 16. Juli 2010 in Stockholm berichtete die Schweiz turnusgemäß zusammen mit Norwegen und Frankreich über die Umsetzung des Stands der Technik zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe in den Kernanlagen. Die Schweiz legte dar, wie die Einhaltung des Stands der Technik in der Kernenergiegesetzgebung verankert ist und im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke sowie mit Radioaktivitätsmessungen beaufsichtigt wird. Frankreich erklärte, dass der Einsatz von Verdampfern bei der Reinigung radioaktiver Abwässer aus den Kernkraftwerken zukünftig Standard sei. Dies wird massgeblich dazu beitragen, dass der Medianwert der radioaktiven Abgaben aus Leichtwasserreaktoren in den nächsten 10 Jahren

voraussichtlich um den Faktor 10 sinken wird. Norwegen zeigte auf, wie bei der Offshore-Öl- und Gasförderung über Prozesswasser natürliche Radioaktivität ins Meer gelangt. Das Komitee stellte fest, dass die Öl- und Gasindustrie für 97,5% der Radioaktivitäts-Abgaben in Form von Alphastrahlern verantwortlich ist.

3.2. Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1. Internationale Atomenergieagentur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien (Figur 2) unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kerntechnik. Sie wurde 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 151 Mitgliedsstaaten. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Überwachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Weiter fördert die IAEA die Forschung und Technik für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, Nahrungsmittelsicherheit, Landwirtschaft und Umweltüberwachung. Das ENSI ist in zahlreichen Kommissionen und Arbeitsgruppen der IAEA vertreten (siehe Anhang B).

3.2.1.1. IAEA Safety Standards

Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards definiert. Sie reflektieren den Stand von Wissenschaft und Technik und werden aktualisiert, wenn sich neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung oder Forschung ergeben. Die Safety Standards umfassen alle Themenbereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports radioaktiver Stoffe und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie gliedern sich in drei hierarchische Stufen:

- In den 2006 publizierten Fundamental Safety Principles werden 10 Grundprinzipien für die nukleare Sicherheit als Voraussetzung für das übergeordnete Ziel «Schutz von Menschen und Umwelt vor schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» ausgeführt.
- Die Safety Requirements konkretisieren diese Grundprinzipien und legen themenspezifische Anforderungen zur Gewährleistung der Sicherheit fest. Diese Anforderungen sind als «Soll-Bestimmungen» formuliert.
- Die Safety Guides führen ihrerseits die Safety Requirements weiter aus und schlagen Massnahmen und Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements vor. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert und zeigen Wege auf, wie die Umsetzung der Safety Requirements erfolgen kann. Sie sind nicht bindend. Eine Nichtanwendung der Massnahmen sollte aber begründet oder es sollte eine gleichwertige andere Massnahme ergriffen werden.

Die Commission on Safety Standards (CSS) leitet die ständige Weiterentwicklung der Safety Standards. Der CSS sind vier Fachkomitees zugeordnet, bestehend aus Experten der Mitgliedsstaaten, die mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die Safety Requirements und Guides erarbeiten: Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC, Reaktorsicherheit), Radiation Safety Standards Committee (RASSC, Strahlenschutz), Waste Safety Standards Committee (WASSC, Umgang mit radioaktiven Abfällen) und Transport Safety Standards Committee (TRANSSC, Transporte nuklearer Güter). Die Experten beraten das IAEA-Sekretariat im betreffenden Fachgebiet und sind bei der Entwicklung und Revision der Safety Standards federführend.

Das ENSI ist in allen vier Fachkomitees vertreten. Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat das ENSI nochmals die Möglich-

keit, Änderungswünsche einzubringen. Im Jahr 2010 wurden folgende Safety Standards veröffentlicht:

- GSR Part 1 Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety
- SSG-2 Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants
- SSG-3 Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants
- SSG-4 Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants
- SSG-5 Safety of Conversion Facilities and Uranium Enrichment Facilities
- SSG-6 Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities
- SSG-7 Safety of Uranium and Plutonium Mixed Oxide Fuel Fabrication Facilities
- SSG-8 Radiation Safety of Gamma, Electron and X-Ray Irradiation Facilities
- SSG-9 Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations
- SSG-10 Ageing Management for Research Reactors
- SSG-12 Licensing Process for Nuclear Installations
- TS-G-1.6, 2005 edition Schedules of Provisions of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material

Auf der Internetseite der IAEA sind unter www-ns.iaea.org/standards die gültigen Safety Standards abrufbar.

3.2.1.2. Integrated Regulatory Review Service (IRRS)

Auf Anfrage eines Landes überprüft die IAEA mit einem internationalen Expertenteam, ob die behördliche Aufsicht über Kernanlagen ihren Vorgaben entspricht. Die Schweiz hat diese internationale Überprüfung in Art. 2 Abs. 3 der ENSI-Verordnung gesetzlich verankert: «Es [Das ENSI] lässt sich periodisch im Hinblick auf die Erfüllung der Anforderungen der IAEA durch externe Expertinnen und Experten überprüfen.» Auch die EU hat in ihrer Mitte 2009 in Kraft gesetzten Richtlinie für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen eine entsprechende Verpflichtung eingeführt, dass die Mitgliedsstaaten mindestens alle zehn Jahre eine Überprüfung der nuklearen Gesetzgebung und Aufsicht durch internationale Experten (Peer Review) durchführen lassen. Der IRRS dient der Stärkung der behördlichen Aufsicht und staatlichen Infrastruktur für die Sicherheit der

Kernanlagen. Auf Grund der Beobachtungen und Gespräche mit den Behörden verfasst das Expertenteam – zumeist hochrangige Vertreter der Aufsichtsbehörden von IAEA-Mitgliedsländern – einen Bericht, in dem es auf Verbesserungsmöglichkeiten sowie auch auf gute Praxis hinweist. Zwei bis drei Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Folgemission überprüft, inwieweit das geprüfte Land die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.

Die Schweiz liess sich als erste westliche Aufsichtsbehörde bereits 1998 überprüfen und beantragte bei der IAEA eine weitere IRRS-Mission. Sie wird vom 21. November bis 2. Dezember 2011 stattfinden und eines der wichtigsten Ereignisse im neuen Geschäftsjahr sein. Entsprechend intensiv laufen die Vorbereitungsarbeiten: 2010 führte das ENSI eine umfassende Selbstüberprüfung anhand von mehreren hundert vorgegebenen Fragen durch, die auf den Safety Requirements des GSR Part 1 «Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety» basieren. Diese Selbstüberprüfung zeigte auf, in welchen Bereichen die Schweiz und das ENSI Handlungsbedarf haben, um die Vorgaben der IAEA Safety Requirements zu erfüllen. Das ENSI hat einen Aktionsplan erstellt, der bis zur Mission umgesetzt werden soll.

Die Empfehlungen aus der Überprüfung von 1998 und der Folgemission von 2003 trugen im Übrigen massgeblich dazu bei, dass das ENSI eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes geworden ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Experten des ENSI beteiligen sich auch an IRRS-Missionen in anderen Ländern: 2010 zur amerikanischen Aufsichtsbehörde Nuclear Regulatory Commission, 2009 zu den französischen, kanadischen, britischen und russischen Aufsichtsbehörden. Die Erfahrungen zeigen, dass durch Teilnahme an solchen internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Den Anstoss für die Einführung von Werksinspektoren gab beispielsweise die Teilnahme an einer früheren IRRS-Mission nach Grossbritannien.

3.2.1.3. IAEA-Datenbanken

Im Bereich Kernenergie betreibt die IAEA über 20 Datenbanken zu den Themen Kernkraftwerke, Brennstoffkreislauf, Behandlung von radioaktiven Abfällen etc. Die meisten davon sind öffentlich. An zwei für die Schweiz wichtigen Datenbanken arbeitet das ENSI aktiv mit, dem Power Reactor Information System (PRIS) und International Nuclear Information System (INIS).

Im Oktober 2010 fand bei der IAEA in Wien das 2-jährliche Fachtreffen der am Power Reactor Information System (PRIS) beteiligten Länder statt. PRIS gibt es schon seit 39 Jahren und ist als Informationsquelle für die Kernenergie einzigartig. Die detaillierten Daten über die Kernkraftwerke der Welt werden beispielsweise von folgenden Organisationen genutzt: IAEA, OECD, Europäische Kommission, World Energy Council, International Centre for Theoretical Physics ICTP, Europäischer Verband für Strom- und Wärmeerzeugung, World Nuclear Association, World Association of Nuclear Operators. Aus den Datensätzen in PRIS erstellt die IAEA jährlich die Publikationen Nuclear Power Reactors in the World, Country Nuclear Power Profiles und Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States. Die wichtigsten Daten sind im Internet unter <http://www.iaea.org/pris> abrufbar.

Die Datenbank für Kernenergieliteratur INIS wurde 1970 gestartet, indem bereits existierende Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der Sowjetunion und Grossbritanniens zusammengeführt wurden. Seither wurde die Datenbank kontinuierlich vergrössert und ihre Funktionen wurden verbessert, z.B. durch Schlagwörter, Mikrofilm-Version, dann elektronische Verfügbarkeit zunächst über CD-Versand ab 1992, später über Internet. Seit April 2009 ist INIS nicht nur für die Mitgliedsländer, sondern frei im Internet unter <http://inisdb.iaea.org> zugänglich. Am Jahrestreffen der INIS Liaison Officers von Ende Oktober 2010 wurde über den Stand der Arbeiten berichtet. Derzeit enthält die Datenbank etwa 3,3 Mio. Einträge, davon können etwa 260 000 im Volltext herunter geladen werden. Der Zuwachs 2010 betrug rund 120 000 Einträge. Übersichten zu den Schlagwörtern sind inzwischen in sieben Sprachen erhältlich: Englisch, Arabisch, Chinesisch, Französisch, Deutsch, Russisch, Spanisch. Die Nutzung von INIS hat seit der vollständigen Öffnung stark zugenommen, von ca. 150 000 jährlichen Zugriffen bis 2008 auf deutlich über eine Million im Jahr 2010.

3.2.2. Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Kernenergieagentur (Nuclear Energy Agency NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. 29 der 34 OECD-Staaten sind Mitglied der NEA. Zusammen verfügen sie über

85 % der weltweiten nuklearen Stromerzeugungskapazität. Die NEA mit Sitz in Paris unterstützt ihre Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis für Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsbasis dienen können. Die Kernkompetenzen der NEA sind die Reaktorsicherheit, Aufsicht über Kernanlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergie recht und -haftpflicht sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt zudem eine Vielzahl von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten. Die meisten der NEA-Berichte sind frei auf dem Internet erhältlich unter <http://www.oecd-nea.org/pub/>.

Im Bereich der nuklearen Sicherheit arbeiten zwei Kommissionen. Das Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) beschäftigt sich schwerpunktmässig mit Fragen der nuklearen Aufsicht, das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) mit Forschungsthemen im Bereich der nuklearen Sicherheit. Beide Kommissionen haben eine Reihe von permanenten Arbeitsgruppen und speziellen Gruppen, die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden. Im Bereich Strahlenschutz ist das Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH) aktiv und im Bereich Entsorgung das Radioactive Waste Management Committee (RWMC). Weitere Arbeitsbereiche der NEA sind wissenschaftliche Datenbanken, Kernenergie recht, Entwicklung der Kernenergie, Kernenergie und Nachhaltigkeit sowie Kernenergie und Gesellschaft. Geleitet und überwacht wird die ganze Organisation vom Steering Committee for Nuclear Energy.

3.2.2.1. Steering Committee for Nuclear Energy

Das ENSI vertritt die Schweiz zusammen mit dem Bundesamt für Energie im Steering Committee. Dieses überwacht die Arbeit der Kommissionen, erstellt die Strategie und genehmigt die Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. Letzteres war auch im Berichtsjahr ein zentrales Diskussionsthema. Es wurde eingefroren, da die grossen Beitragszahler einen anderen Verteilschlüssel der Beiträge wünschen. Nominales Nullwachstum heisst jedoch realer Rückgang, was im Widerspruch zu den zunehmenden Aufgaben der NEA und der allgemeinen Zufriedenheit der Mitgliedsländer mit der Arbeit des NEA-Generalsekretariats und der Komitees steht. Deshalb wurde vom Steering Committee die Bildung eines Ausschusses beschlossen, der Lö-

sungsvorschläge zur zukünftigen Finanzierung erarbeiten soll. Dieser empfahl, anstelle eines nominalen ein reales Nullwachstumsbudget anzustreben. Angesichts der tiefen Inflation macht dies heute praktisch keinen Unterschied, mittelfristig dürfte dieser jedoch bemerkbar werden. Die USA beharren jedoch auf «zero nominal growth» und das Generalsekretariat wurde aufgefordert, ein entsprechendes Budget mit Verzichtsplannung vorzulegen.

Der Strategische Plan der NEA, der in seinen Grundzügen einem Unternehmensplan entspricht, wurde für die Periode 2011–16 erneuert. Das NEA-Generalsekretariat hatte unter Begleitung einer High-Level Advisory Group einen Entwurf erarbeitet, der nach Vernehmlassung bei den Mitgliedsländern vom Steering Committee verabschiedet wurde. Die vier zentralen Themen des Plans sind (1) NEA mission statement and membership, (2) Strategic arenas and priorities – Handling of cross-cutting issues – NEA budget, (3) NEA visibility and outreach – Interactions with other organisations, (4) NEA communications policy and publications programme.

Das Steering Committee wählte Polen einstimmig als neues Mitglied der NEA. Das Land produziert 95 % seines Stroms mit Kohle und möchte bis 2020 nukleare Stromerzeugungskapazität ans Netz bringen. Vor 10 Jahren wurde Polens Antrag auf Mitgliedschaft noch abgelehnt. Das Steering Committee nahm im Weiteren von den Aktivitäten des Multinational Design Evaluation Programme (MDEP) für neue Kernkraftwerke Kenntnis, dessen Sekretariat die NEA führt. Auf besonderes Interesse stiessen die Arbeiten der Vendor Inspection Cooperation Working Group, die Inspektionen bei Anlagenverkäufern durchführt und das Vorgehen dafür vereinheitlichen möchte.

Eines der gegenwärtig brennendsten Themen im Nuklearbereich ist die globale Versorgung mit medizinischen Radioisotopen. Unter dem Eindruck der vorübergehenden Nichtverfügbarkeit der grössten Produktionsreaktoren für Molybdän-99 in Kanada und Holland hatte das Steering Committee eine internationale High-Level Group on the Security of Supply of Medical Isotopes ins Leben gerufen. Diese kam im Berichtsjahr zum Schluss, dass der Engpass nicht bei den Reaktoren liegt, sondern bei der Kapazität, die bestrahlten Uranproben aufzuarbeiten und das Molybdän-99 zu extrahieren. Denn bevor der kanadische NRU und der holländische HFR im Spätsommer nach mehrmonatigem Stillstand für Reparaturarbeiten den Betrieb wieder aufnahmen, sprangen relativ problemlos verschiedene andere Forschungsreaktoren in die Produktionslücke.

3.2.2.2. Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

Das CNRA ist ein Forum für Vertreter der nuklearen Aufsichtsbehörden. Es tagt zweimal pro Jahr und diskutiert Fragen, welche für die Sicherheit von Kernanlagen relevant und aktuell sind. Aus dieser Arbeit leitet das Komitee Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertiefter untersucht werden. Das CNRA hat vier ständige Arbeitsgruppen:

- Working Group on Operating Experience (WGOE);
- Working Group on Inspection Practices (WGIP);
- Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC);
- Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR).

An den CNRA-Tagungen erstatten die Arbeitsgruppen jeweils Bericht. Das ENSI ist sowohl im Komitee selbst wie auch in allen vier Arbeitsgruppen vertreten.

Die WGOE hat das Ziel, die nukleare Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen insbesondere im Zusammenhang mit Vorkommnissen in Kernanlagen zu verbessern. Dazu betreibt die NEA zusammen mit der IAEA eine Vorkommnis-Datenbank, das Incident Reporting System (IRS). Für das ENSI ist die WGOE eine

wichtige Quelle für Informationen zu Vorkommnissen und daraus abgeleiteten Lehren. In der Arbeitsgruppe wurde im Berichtsjahr das Thema von gefälschten oder verfälschten Ersatzteilen aufgegriffen. Es soll abgeklärt werden, inwieweit das in der konventionellen Industrie bekannte Problem auch im nuklearen Bereich anzutreffen ist. Das frühzeitige Erkennen von Trends im Bereich Betriebserfahrung anhand von geeigneten Indikatoren ist ein weiteres Thema, das viele Mitgliedsstaaten beschäftigt. Erfahrungen hierzu wurden in einem Bericht (Operating Experience Report: Investigating Trending Utilizing International Database) zusammengestellt. Bis heute ist keine praxistaugliche und genügend sensitive Methodik bekannt.

Die WGIP befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedsstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit von Inspektionen und analysiert Inspektionmethoden und -techniken im Zusammenhang mit aktuellen und zukünftigen Herausforderungen bei der Aufsicht über die Kernanlagen. Neben den halbjährlichen Treffen führt sie alle zwei Jahre einen Workshop zu ausgewählten Themen mit einem erweiterten Teilnehmerkreis durch. 2010 standen neben der gegenseitigen Berichterstattung über inspektionsrelevante Neuerungen in den Mit-



Figur 3: Baustelle des neuen französischen Kernkraftwerks Flamanville-3 vom Typ EPR.

gliedsstaaten die Themen Inspektion von Instandhaltungs-Programm und -Aktivitäten sowie Inspektion der Notfallorganisation im Zentrum der Arbeiten. In beiden Fällen erhebt die WGIP mit Fragebogen die Praxis in den Mitgliedsstaaten und erstellt anhand der Resultate einen Bericht mit Empfehlungen. Im Weiteren führt die Arbeitsgruppe einen Status Report on Regulatory Inspection Philosophy, Inspection Organisation and Inspection Practices, der von den Mitgliedsländern periodisch aktualisiert wird.

An ihrem alle zwei Jahre stattfindenden Workshop von Mitte Mai befasste sich die WGIP mit den Themen Inspektion des Sicherheits-Managementsystems der Betreiber, Erfahrungen aus der Inspektion der Sicherheitskultur und Wirksamkeit der behördlichen Inspektionsprozesse. Als besonders wertvoll erwies sich dabei der Austausch mit Vertretern aus der Flugindustrie. Beim Workshop zur Wirksamkeit der Inspektionsprozesse, der vom ENSI geleitet wurde, stand die Frage im Vordergrund, wie die Effizienz der Inspektoren gemessen und verbessert werden kann. Die Ansätze hierzu sind Training, Kommunikation, Vorgaben im Regelwerk, Self-Assessments, Audits (z.B. IRRS-Mission), Indikatoren, Management System, etc. Den nächsten WGIP-Workshop wird das ENSI 2012 in der Schweiz organisieren. Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine wichtige Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die WGPC der CNRA befasst sich gegenwärtig mit den Themen Transparenz der Tätigkeit von Aufsichtsbehörden, Information der lokalen Bevölkerung um Kernanlagen, Krisenkommunikation sowie Wahrnehmung der Behörde in der Öffentlichkeit. Zu den ersten drei Themen erstellt die Arbeitsgruppe «Green Booklets», zum vierten einen internen Bericht. Die Berichte mit Empfehlungen basieren im Wesentlichen auf Umfragen in den Mitgliedsstaaten.

Im Jahr 2008 ins Leben gerufen wurde die CNRA Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR). Am Jahrestreffen 2010 informierten die WGRNR-Mitglieder über ihre Programme, die Bewilligungsverfahren und die bisherigen Erfahrungen beim Bau neuer Kernkraftwerke. Wichtigstes Thema war die Construction Experience Database (ConEx). Ziel der Datenbank ist die systematische Sammlung aktueller und historischer Erfahrungen bei KKW-Neubauprojekten. Die NEA stellt eine webbasierte Schnittstelle für das Eintragen von Ereignissen zur Verfügung. Da zur Datenbank auch Ereignisse gehören, die ihren Ursprung in der Auslegungs- oder Bauphase haben, aber eventuell erst nach der Inbetriebnahme festgestellt wurden, sind

alle WGRNR-Mitglieder aufgefordert, die Datenbank zu füttern – auch diejenigen, deren Neubauprojekte noch in einer frühen Phase sind, die aber Erfahrungen aus früheren KKW-Bauprojekten mitbringen.

Die WGRNR hat im Weiteren Mitte September in Prag einen internationalen Workshop zu den Themen New Reactor Licensing Process, Construction Experience, Human and Organizational Issues und Siting Practices and Issues durchgeführt. Es stellte sich heraus, dass die verschiedenen Länder verschiedene Aufsichtsphilosophien für die Projektierungs- und Bauphase eines neuen Kernkraftwerks haben. Gemeinsam ist ihnen aber die Überzeugung, dass die Behörde über ein unabhängiges Know-how für die Überprüfung der Sicherheitsmerkmale des neuen Reaktors verfügen muss. Dabei stellt der Austausch der Überprüfungsergebnisse mit anderen Behörden einen wichtigen Zusatznutzen dar. Die Erfahrungen aus aktuellen und früheren Neubauprojekten brachten die Erkenntnis, dass die Antragsteller ihre Verantwortung für das Projektmanagement und die Qualitätssicherung mit den notwendigen Kompetenzen und Ressourcen wahrnehmen müssen. Die globale Vereinigung der Nuklearindustrie WNA äusserte auf der anderen Seite den Wunsch, dass die Behörden der verschiedenen Staaten ihre Anforderungen soweit möglich harmonisieren.

3.2.2.3. Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das CSNI beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung, des Baus, des Betriebs und der Stilllegung von Kernanlagen. Ziel ist es, die Mitgliedsstaaten darin zu unterstützen, die nötigen technischen und wissenschaftlichen Kompetenzen für die Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen zu erhalten und auszubauen. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik und erstellt darüber Berichte. Es fördert die Koordination von Forschungs- und Entwicklungsprojekten in den Mitgliedsstaaten und veranlasst eigene Programme in Bereichen mit gemeinsamen Interessen. Das CSNI tagt zweimal jährlich, diskutiert dabei aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und der Forschung, bespricht laufende und beschliesst neue Projekte. Das umfangreiche Arbeitsprogramm bestreiten folgende permanente Arbeitsgruppen:

- Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE);
- Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA);
- Working Group on Risk Assessment (WGRISK);

- Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF);
- Working Group on Fuel Safety (WGFS);
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCs).

Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte (Details siehe die Internetseite des CSNI: www.oecd-nea.org/nsd/csni). Das ENSI ist im Komitee selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCs vertreten.

Die WGIAGE befasst sich mit der Integrität mechanischer Komponenten, der Alterung und Integrität von Betonstrukturen und der Erdbebensicherheit von Kernanlagen. Das CSNI – wie auch das CNRA – erachtet den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken als zentrales Thema. Am 8. Juni 2011 wird hierzu in Paris ein Workshop der beiden Komitees stattfinden. Unter Federführung der IAGE hat eine spezielle Arbeitsgruppe zum Langzeitbetrieb ihre Arbeit an einer Stellungnahme zu den technischen und regulatorischen Herausforderungen aufgenommen. Sie soll im Dezember 2011 in Form eines «Green Booklet» vorliegen und die Prinzipien bei der Lizenzierung und Aufsicht von Anlagen im Langzeitbetrieb darstellen – unter Einbezug der Erfahrungen der verschiedenen Aufsichtsbehörden. Die amerikanische Aufsichtsbehörde NRC ist bei diesem Thema stark engagiert, jedoch vor allem in einem eigenen Projekt, dem International Forum for Reactor Aging Management IFRAM. Die Ergebnisse sollen von der CSNI-Arbeitsgruppe aufgenommen werden.

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem Verhalten und Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundlage für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Die WGAMA hat 2010 einen Bericht zum Thema «Core Exit Temperature Effectiveness in Accident Management» herausgegeben, der vom CSNI verabschiedet wurde.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Mit Zustimmung des CSNI wird die WGRISK ab 2011 neue Aktivitäten zur PSA angehen, die sich auf die Auslegung und Inbetriebnahme von neuen KKW, die internationale Nutzung der PSA und die Entwicklung von Richtlinien über die Beurteilung

von Versagensmechanismen zur Bestimmung der Zuverlässigkeit von digitaler Leittechnik beziehen. Für die PSA von Bedeutung sind im Übrigen die verschiedenen Datenbanken der OECD, in denen Versagenshäufigkeiten von Rohrleitungen, Eintretenshäufigkeiten von Brandereignissen etc. erfasst werden.

Die WGHOF soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation. Im abgelaufenen Jahr genehmigte das CSNI den Vorschlag der WGHOF, einen Bericht dazu zu erstellen, wie Hindernisse beim Einbezug von menschlichen und organisatorischen Faktoren identifiziert und überwunden werden können, die sich im Zuge der Untersuchung von Vorkommnissen und deren Ursachen ergeben. Für die bereits früher genehmigte Aktivität zu organisationalen Faktoren in der Phase vor Inbetriebnahme eines KKW erklärte sich die finnische Aufsichtsbehörde STUK bereit, die Federführung zu übernehmen. Im Jahr 2011 plant die WGHOF die Durchführung eines Workshops, der sich mit der Kontrolle der Führung, dem Sicherheitsmanagement und der Sicherheitskultur in Kernanlagen aus dem Blickwinkel der Aufsichtsbehörde beschäftigen soll. Das Institut für Energie im holländischen Petten, eines der sieben wissenschaftlichen Institute des Joint Research Centre der Europäischen Kommission, möchte die Selbstüberprüfung der Sicherheitskultur in den Kernkraftwerken fördern und hat zu diesem Zweck eine Untersuchung über mögliche Methoden durchgeführt sowie einen Fragebogen entwickelt. Die Mitglieder der WGHOF nehmen dazu Stellung.

Die WGFS befasst sich mit dem Verhalten von Kernbrennstoffen unter Störfallbedingungen. Sie stützt ihre Ergebnisse wesentlich auf die Versuche des Halden Reactor Project ab (siehe Kap. 1). Sie hat im Berichtsjahr einen Statusbericht zu Testkriterien und -methoden für Kühlmittelverlust-Störfälle verfasst, den das CSNI verabschiedete. Im Bericht werden die Vor- und Nachteile verschiedener Methoden beschrieben, mit denen getestet wird, ob das Hüllrohrmaterial die bei einem Kühlmittelverlust-Störfall auftretenden Bedingungen auch bei höheren Abbränden noch aushält. Ebenfalls vom CSNI genehmigt wurden die von der Arbeitsgruppe beschlossenen neuen Aufgaben: Revision der Brennstoffsicherheitskriterien, Durchführung eines Reaktivitätsstörfall-Benchmarkingprojekts und Bewertung von mechanischen Reaktivitätsstörfall-Testmethoden.

Die WGFS führte im Weiteren eine Informationsveranstaltung zum Jules Horowitz International Programme durch. Der Jules-Horowitz-Reaktor ist ein Forschungsreaktor mit einer thermischen Leistung von 100 MW des französischen Commissariat à l'énergie atomique CEA, der für die Untersuchung von Brennstoff und Strukturmaterialien konzipiert wurde. In Anbetracht der ungewissen Restlaufzeit vieler bestehender Forschungsreaktoren soll er die zukünftige Handlungsfähigkeit der industriellen und öffentlichen Forschung sichern. 2014 soll der Reaktor erste Kritikalität erreichen. Zahlreiche Organisationen bekundeten ihr Interesse an dem Projekt, wobei für verbindliche Zusagen noch detailliertere Versuchsvorhaben nötig sind. Insbesondere muss die Abgrenzung zu anderen Programmen – beispielsweise zum Halden Reactor Project – noch deutlicher herausgearbeitet werden.

Ein gemeinsames neues Projekt der beiden Komitees CSNI und CNRA ist die Sicherheit von Forschungsreaktoren. Eine spezifische Arbeitsgruppe soll aufgebaut werden und das Thema umfassend behandeln. Im Zentrum des Interesses stehen vorerst grosse Forschungsreaktoren. Es wird eine enge Zusammenarbeit mit der IAEA gesucht, da diese auf dem Gebiet schon viel getan hat. Die IAEA sieht Handlungsbedarf vor allem im Bereich der System-Modellierung und der Risikoanalyse. Für das CSNI stehen folgende Themen im Vordergrund: Risikokategorisierung, Alterungsmanagement, programmgestützte Unfallanalyse und Quellterme sowie menschliche und organisatorische Faktoren.

3.2.2.4. Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

Das CRPPH hat den Auftrag, aktuelle Themen und Problemstellungen im Strahlenschutz zu bearbeiten, deren Auswirkungen auf die Sicherheit abzuschätzen und allenfalls geeignete Massnahmen zu empfehlen. Es fördert die Umsetzung wissenschaftlicher Erkenntnisse in Vorgaben für den Strahlenschutz und verfolgt die Ausbildung. Es ist auch ein Forum für den Austausch von Information und Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden und international im Strahlenschutz tätigen Gremien wie ICRP (International Commission on Radiological Protection), IAEA, WHO, ILO (International Labour Organisation), UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) und IRPA (International Radiation Protection Association). Das CRPPH hat mehrere Ad-hoc-Experten- und Arbeitsgruppen zu den Themen berufliche Strahlenexposition, Umsetzung von Empfehlungen der ICRP, Strah-

lenschutz und öffentliche Gesundheit, Einbezug von Stakeholdern, neuester Stand der Technik sowie Notfallschutz. Das ENSI ist im Komitee selbst sowie in dessen Working Party on Nuclear Emergency Matters (WP-NEM) vertreten und stellt den schweizerischen Verantwortlichen für das Informationssystem für berufliche Strahlenexposition (Information System on Occupational Exposure ISOE), der im Rahmen seines Mandats auch die schweizerischen Zahlenwerte für die weltweit benutzte ISOE-Datenbank bereitstellt. Im Berichtsjahr standen Beiträge zu den Basic Safety Standards der IAEA und Standards der EU im Zentrum des Interesses. Beachtenswert ist neben zahlreichen anderen CRPPH-Publikationen der Bericht «Occupational Radiological Protection Principles and Criteria for Designing New Nuclear Power Plants».

Eine kleine Expertengruppe der CRPPH befasste sich mit der von einem Vertragspartner beantragten Entlassung kleiner, zurückzubauender Kernanlagen aus dem internationalen Übereinkommen über Kernenergie-Haftpflicht. Wesentliches Kriterium für eine solche Entlassung sind die maximal möglichen radiologischen Folgen eines Störfalls, die von einer solchen Anlage noch ausgehen können. Wenn nach Prüfung des Sachverhalts durch eine kompetente Aufsichtsbehörde die Auswirkungen als gering anzunehmen sind, kann der Entlassung aus den Verpflichtungen des Übereinkommens zugestimmt werden. Die danach weiter abzubauen Anlage bleibt aber eine Kernanlage, bis der Rückbau abgeschlossen ist. Interessant dabei ist, dass in der Schweiz, die das Übereinkommen 2009 ratifizierte, nicht nur Forschungsreaktoren unter diese Vereinfachung fallen können, sondern auch weitere Kernanlagen wie z.B. die Verbrennungsanlage des PSI.

Der Fokus der WPNEM-Arbeiten ist die Verbesserung der Notfallschutzplanung und der Notfallorganisation auf internationaler Ebene. Im Berichtsjahr wurden die Durchführung und Auswertung von INEX-4-Übungen in Mitgliederländern thematisiert. Der Schlussbericht zu strategischen Aspekten des nuklearen und radiologischen Notfallmanagements wurde vom CRPPH genehmigt. Im Oktober 2010 wurde in den USA ein Workshop zum Thema «Stakeholder involvement in post-nuclear emergency management» durchgeführt. Ferner wurde besprochen, ob eine Arbeitsgruppe zur Einführung neuer Empfehlungen für Notfallsagen ins Leben gerufen werden soll. Die Empfehlungen stammen von der ICRP und von revidierten Basic Safety Standards der IAEA.

3.2.2.5. Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC unterstützt die Mitgliedsstaaten bei Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht dabei die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle. Am Frühjahrstreffen des Komitees wurde das Thema radiologische Schutzkriterien eingehend diskutiert. Dabei wurden die unterschiedlichen Zielsetzungen der Strahlenschützer und der Fachleute im Bereich nukleare Entsorgung deutlich. Während die Strahlenschützer davon ausgehen, dass Strahlenquellen unter aktiver Kontrolle sein müssen, um Expositionen zu vermeiden, zielt die geologische Tiefenlagerung auf passive Sicherheit. Nach Meinung eines Vertreters der International Commission on Radiological Protection entsteht eine «existing exposure situation», sobald die aktive Kontrolle über ein geologisches Tiefenlager aufhört. Die Entsorgungsfachleute gehen demgegenüber davon aus, dass die radioaktiven Abfälle in einem geologischen Tiefenlager auch ohne aktive Überwachung unter Kontrolle sind, da diese durch das System unterschiedlicher passiver Sicherheitsbarrieren gewährleistet ist. Die sowohl im Strahlenschutz als auch im Zusammenhang mit der Tiefenlagerung geforderte Optimierung könne folglich durch grössere Robustheit des Tiefenlagersystems erreicht werden.

Die Aktivitäten der RWMC-Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC)» umfassten 2010 unter anderem die Projekte Methodology of Safety Assessment und International Experience in Safety Cases sowie die Publikation eines Statusberichts zum Thema Selbstverschluss von Wirtgesteinen. Der Bericht wurde 2009 vom IGSC Clay Club – eine Plattform für den Austausch von Erkenntnissen aus den Forschungsarbeiten zu Tongesteinen – fertig gestellt und stiess international auf grosses Interesse. Als Schwerpunkte der zukünftigen Arbeiten wurden u.a. neue Methoden zur Charakterisierung des Porenraums in Tongesteinen sowie der Stoff- und Gas-transport in Tongesteinen definiert.

Das ENSI hat im Hauptkomitee, in der IGSC einschliesslich Clay Club sowie im RWMC Regulators' Forum und im Forum on Stakeholder Confidence Einsitz. Das Regulators' Forum befasste sich im Berichtsjahr hauptsächlich mit dem Thema Regulatorische Sicherheitsforschung im Bereich nukleare Entsorgung (siehe auch Kap. 1). Vertreter der deutschen Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit und des ENSI legten am Forumstreffen vom Frühjahr 2010 einen Bericht vor,

in dem eine Umfrage zur regulatorischen Sicherheitsforschung in den Mitgliedsländern ausgewertet wird. Darin kommt die unterschiedliche Bedeutung zum Ausdruck, die die Sicherheitsbehörden der Länder ihrer eigenen Forschung beimessen. Von zentraler Bedeutung ist, dass die Behörde das Forschungsprogramm beeinflussen kann. So sollten diejenigen Aufsichtsbehörden, die keine oder nur im geringen Umfang Forschung fördern, das Forschungsprogramm der Entsorgungspflichtigen periodisch überprüfen. Im Regulators' Forum besteht im Weiteren grosses Interesse an den vom ENSI lancierten Projekten zur Auslegung des Pilotlagers und zum Monitoring.

Das Forum on Stakeholder Confidence thematisiert die sozialen Aspekte der nuklearen Entsorgung und den Dialog mit der Öffentlichkeit. Es feierte im Berichtsjahr sein zehnjähriges Bestehen. An der Tagung vom September 2010 berichteten alle Mitgliedsländer ausser Deutschland über positive Erfahrungen aus der Begegnung mit den Stakeholdern. Die finnische nukleare Aufsichtsbehörde STUK berichtete über einen kostenpflichtigen Kurs für Medienschaffende, den sie seit Jahren anbietet und der von Seiten Behörde und Journalisten als Erfolg gepriesen werde.

Am jährlichen Koordinationstreffen der Vorsitzenden aller NEA-Komitees vom 19. Oktober 2010 wurde vorgeschlagen, die Kosten der Handhabung und Entsorgung der abgebrannten Brennelemente und radioaktiven Abfälle zu berechnen, da immer wieder behauptet werde, diese seien sehr hoch bzw. unbekannt. Als Faustregel werden die Kosten auf 3-4% des Strompreises geschätzt. In dieser Frage wird das RWMC mit dem Nuclear Development Committee der NEA zusammenarbeiten.

3.3. Behördenorganisationen

3.3.1. Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Leiter der nuklearen Aufsichtsbehörden Westeuropas schlossen sich 1999 in der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) zusammen. Sie hatten damals das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer Warte zu beurteilen. Die Studien der WENRA flossen in einen Bericht der Europäischen Kommission und in Empfehlungen für die Beitrittsverhand-

lungen ein. Heute zählt die WENRA 17 Mitglieder. Die Schweiz ist durch das ENSI vertreten und gehört zusammen mit Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Italien, den Niederlanden, Spanien und Schweden zu den Gründerstaaten. Im Jahr 2003 sties- sen mit Bulgarien, Litauen, Rumänien, der Slowakei, Slowenien, Tschechien und Ungarn die Länder Mittel- und Osteuropas dazu, die selbst über Kernkraftwerke verfügen. 2008 beschloss die WENRA, auch Nicht-Kern- energiestaaten der EU einzubeziehen. Behördenvertre- ter dieser Staaten können als Beobachter teilnehmen. Im Zentrum der Aufgaben der WENRA stehen heute die Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen und die gemeinsame Antwort auf neue Fragen, die sich im Zusammenhang mit der Sicherheit und Aufsicht im Be- reich Kernenergie stellen. Das Resultat der Harmoni- sierungsbestrebungen sind technische und organisato- rische Vorgaben – so genannte Safety Reference Levels (SRL) – die auf jede Kernanlage anwendbar sind und die jedes Land in sein Regelwerk übertragen kann. Die WENRA erarbeitet Safety Reference Levels für die Be- reiche Reaktorsicherheit, Stilllegung von Kernanlagen, Lagerung sowie Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie rief zu diesem Zweck zwei Arbeitsgruppen, die Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) und die Wor- king Group on Waste and Decommissioning (WGWD) ins Leben. Ihr Auftrag lautet, die unterschiedlichen An- sätze für die nukleare Sicherheit zu analysieren, mit den Sicherheitsstandards der IAEA zu vergleichen und Lö- sungen vorzuschlagen, wie Unterschiede bereinigt wer- den können, ohne die Sicherheit zu schwächen. Die SRL sollen den besten Stand der Praxis bezüglich Sicherheit reflektieren.

Die Umsetzung der SRL im Bereich Reaktorsicherheit ist in den Mitgliedsstaaten sowohl auf Richtlinienebe- ne als auch beim Vollzug in den Werken bereits weit fortgeschritten. Anhand von Statusberichten der in der WENRA vertretenen Behördenorganisationen hat die RHWG einen zusammenfassenden Abschlussbericht er- stellt, der an der Herbstversammlung der WENRA in Bratislava verabschiedet wurde. Ebenfalls gutgeheissen wurde ein Bericht der WGWD mit SRL zur Zwischenla- gerung von abgebrannten Brennelementen und radio- aktiven Abfällen. Die Mitgliedsstaaten sind aufgerufen, diese SRL bis 2012 in ihren nationalen Regelwerken abzubilden und umzusetzen. Die WGWD hat 2010 im Weiteren einen Bericht mit SRL zur Stilllegung fertig gestellt, der der nächsten WENRA-Hauptversammlung vorgelegt werden soll, sowie die Arbeiten an einem Be- richt zur Endlagerung aufgenommen.

Im Berichtsjahr hat sich eine neue Inspection Group der WENRA konstituiert, die sich mit der Inspektions- methodik in den Mitgliedsstaaten auseinandersetzt mit dem Ziel, «Good Practices» für eine spätere Harmoni- sierung auf europäischem Niveau zu identifizieren. Die Gruppe nahm als erste Aufgabe die Erstellung eines vergleichenden Berichts auf Basis einer Umfrage in den Mitgliedsstaaten in Angriff. Die WENRA veröffentlichte 2010 zudem eine Stellungnahme zu Sicherheitszielen für neue Kernkraftwerke und beschloss, eine Arbeits- gruppe zu Forschungsreaktoren zu gründen.

3.3.2. European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)

Die ENSREG wurde 2007 von der EU eingesetzt, damals noch unter dem Namen High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management (HLG). Die Aufgaben umfassen ähnliche Themen wie diejenigen der WENRA, nämlich die Harmonisierung der Anforderungen an die nukleare Sicherheit, der Anforderungen an die Lage- rung abgebrannter Brennelemente und an die Entsor- gung radioaktiver Abfälle sowie der Vorgaben für die Finanzierung von Stilllegung und Entsorgung. In beiden Gremien nehmen zumeist die gleichen Behördenvertre- ter Einsitz. Die Schweiz hat als Nicht-EU-Mitglied in der ENSREG im Gegensatz zur WENRA kein Mitsprache- recht, sondern lediglich Beobachterstatus.

Die Europäische Kommission möchte nach der «Richt- linie 2009/71/Euratom des Rates vom 25. Juni 2009 über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Si- cherheit kerntechnischer Anlagen» auch eine für die Handhabung der abgebrannten Brennelemente und radioaktiven Abfälle erstellen. Die ENSREG hat im Be- richtsjahr einen Vorschlag ausgearbeitet. Er orientiert sich an der Joint Convention – analog zur Richtlinie vom 25. Juni 2009, die sich an der CNS orientiert (sie- he weiter oben) und um zusätzliche Anforderungen er- gänzt. Diese beinhalten insbesondere periodische Peer Reviews der Kernenergie-Aufsichtsbehörden. Die Peer Reviews sollen zusammen mit der IAEA als IRRS-Mis- sionen durchgeführt werden. Die EU-Staaten müssen bis Mitte 2014 über die Umsetzung der Richtlinie vom 25. Juni 2009 in ihren Ländern Bericht erstatten und danach alle 3 Jahre, wobei sie die Überprüfungs- und Berichtszyklen gemäss der CNS nutzen sollen. Am 28. und 29. Juni 2011 plant die ENSREG im Weiteren die Durchführung einer European Conference on Nucle- ar Safety.

3.3.3. European Nuclear Energy Forum (ENEF)

Ende Mai 2010 fand in Bratislava das 5. European Nuclear Energy Forum statt. Das ENEF wurde Ende 2007 von der EU ins Leben gerufen und widmet sich den Chancen und Risiken der Kernenergie, als Ergänzung zur ENSREG (siehe S. 80) sowie zur Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (Forschung). Es besteht heute aus den drei Arbeitsgruppen Risks, Opportunities und Transparency sowie Unterarbeitsgruppen, z.B. zu den Themen Anlagensicherheit und Abfallmanagement. Jährlich findet eine Plenarsitzung statt, abwechselungsweise in Prag und Bratislava. Die Redner und Teilnehmer sind in der Regel hohe Regierungsbeamte oder Industrievertreter. Auf Grund des Kernenergie befürwortenden Charakters des Forums haben sich die Nichtregierungsorganisationen, die am Anfang noch mit dabei waren, vollständig zurückgezogen.

Die Veranstaltung wurde von den Premierministern der Slowakei und Tschechiens, Robert Fico und Jan Fischer, sowie von EU-Energiekommissar Günther Oettinger eingeleitet. Fischer bemerkte, dass trotz aller Neubaueuphorie immer noch mehr KKW vom Netz gehen als neu ans Netz geschaltet werden. Oettinger wies auf die aktuelle Schuldenkrise hin – gesamtes EU-BIP: EUR 12 000 Mrd., voraussichtliche Neuverschuldung im Jahr 2010: EUR 850 Mrd. – und die Tatsache, dass Europa wirtschaftlich immer mehr ins Hintertreffen gerät. Ein Bremsfaktor für das Wachstum sei die Energieknappheit. Eine Antwort darauf sei eine gemeinsame Energiestrategie für Europa. Er wies darauf hin, dass die 145 Leistungsreaktoren zwei Drittel des CO₂-freien Stroms der EU produzieren.

Erwähnenswert ist im Weiteren, dass die ENEF-Arbeitsgruppe Anlagensicherheit an einem Vorschlag zur Harmonisierung der Vorgaben für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken arbeitet. Auf Basis der ursprünglich geplanten Lebensdauer der KKW in der EU müssten nämlich in den kommenden 10 Jahren 40 GW, entsprechend rund einem Drittel der nuklearen Erzeugungskapazität, vom Netz genommen werden. Die Working Group on Transparency sammelte Beispiele von guter Praxis für die Kommunikation mit der Bevölkerung. In den meisten Fällen handelt es sich dabei um Initiativen für den direkten Dialog mit der Bevölkerung, beispielsweise in der Umgebung einer bestehenden oder geplanten Kernanlage.

3.3.4. EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa

Die Schweiz ist Mitglied der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) und unterstützt osteuropäische Staaten im Bereich der nuklearen Sicherheit. Das Staatssekretariat für Wirtschaft (SECO) vertritt die Schweiz bei den durch die EBRD verwalteten Nuklearfonds zur Behandlung radioaktiver Abfälle beim Kernkraftwerk Tschernobyl (Nuclear Safety Account) und zum Bau einer neuen Schutzhülle um den zerstörten Block 4 von Tschernobyl (Chernobyl Shelter Funds). Bei der Finanzierung von Projekten über die Nuklearfonds treten oft komplexe Problemstellungen auf, deren Lösung auch technische Kenntnisse voraussetzt. Das ENSI stellt dem SECO seine diesbezügliche Fachkompetenz zur Verfügung. Im Berichtsjahr bezog sich die Unterstützung vor allem auf die Stellungnah-



Figur 4: Blick auf die Rohbauten der Interim Spent Fuel Storage Facility 2 des stillgelegten Kernkraftwerks Tschernobyl.

me der Schweiz zu einem Projektvorschlag für die Behandlung abgebrannter Brennelemente und Erstellung eines Zwischenlagers in Tschernobyl. Ein internationales Unternehmen hatte der EBRD hierzu eine überarbeitete Offerte unterbreitet, die gegenüber der ersten drastische Kostensteigerungen nach sich ziehen würde. Das ENSI unternahm im Sinne einer Second Opinion eine Grobprüfung der Offerte zu Händen des SECO und kam zum Schluss, dass unter Beachtung des internationalen Standes der Sicherheitstechnik Kosteneinsparungen möglich sind.

3.4. Bilaterale Zusammenarbeit

3.4.1. Gemischte Kommission Frankreich–Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)

Die Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS) wurde 1989 auf Basis einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und Frankreichs ins Leben gerufen. Die Mitglieder der Kommission sind auf französischer Seite Vertreter der Aufsichtsbehörde Autorité de sûreté nucléaire ASN und auf schweizerischer Seite Vertreter des ENSI, des Bundes-

amts für Energie BFE, des Bundesamts für Gesundheit BAG, der Nationalen Alarmzentrale NAZ, des Eidg. Departements für Auswärtige Angelegenheiten EDA sowie der Kantone Basel und Jura. Für den Notfallschutz und für den Strahlenschutz im Bereich Medizin, Industrie und Forschung hat die CFS gemeinsame Arbeitsgruppen. Zudem führen französische und schweizerische Fachleute regelmässig gemeinsame Inspektionen in Kernanlagen und Strahlenschutzeinrichtungen in beiden Ländern durch und nehmen als Beobachter an Notfallübungen der anderen Partei teil. Diese bilaterale Zusammenarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll und lehrreich gewürdigt.

Die CFS hat ihre 21. Jahrestagung im Juni 2010 in Paris abgehalten. Zentrale Themen der Tagung waren der Informationsaustausch über die Energiepolitik, die Sicherheit der Kernanlagen und den Strahlenschutz in den beiden Ländern. Besprochen wurden auch die Kriterien für die Meldung von Vorkommnissen über die gemeinsamen Landesgrenzen hinweg, die Messung der Umgebungsradiaktivität, die Betriebsdauer der laufenden und die Projekte für neue Kernkraftwerke sowie die Projekte zur Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle. Im Rahmen der Tagung fand auch eine Besichtigung der Baustelle des neuen französischen Kernkraftwerks vom Typ EPR in Flamanville statt.



Figur 5: Die CFS an ihrem Jahrestreffen 2010 in Paris unter Leitung von Hans Wanner, Direktor ENSI (5. von rechts) und André-Claude Lacoste, Präsident ASN (7. von rechts).

3.4.2. Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)

Die DSK wurde 1982 mit einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und der Bundesrepublik Deutschland geschaffen. Die Kommission setzt sich aus Vertretern schweizerischer und deutscher Bundesstellen, der Bundesländer Baden-Württemberg und Bayern sowie des Kantons Aargau zusammen. In vier Arbeitsgruppen der DSK vertiefen Fachleute die bilaterale Zusammenarbeit, die von beiden Staaten als wichtig und wertvoll beurteilt wird. Ende Oktober 2010 führte die DSK in Bern ihr 28. Jahrestreffen durch. Zentrale Themen der Tagung waren der Informationsaustausch über die Sicherheit der Kernanlagen und den Strahlenschutz in beiden Ländern, die Koordination der Notfallschutz-Massnahmen in der Umgebung der grenznahen Anlagen und die Fortschritte bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Dieter Majer, Ministerialdirigent im deutschen Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und Hans Wanner, Direktor des ENSI, leiteten die Tagung gemeinsam.

Die Schweiz berichtete ausführlich über die drei Rahmenbewilligungsgesuche für neue Kernkraftwerke.

Besprochen wurden die Projekte selbst, aber auch das Verfahren und der Zeitplan. Deutschland erläuterte die von der Bundesregierung beschlossene Laufzeitverlängerung für Kernkraftwerke und die damit verbundenen Konsequenzen. Ein wichtiges Traktandum der DSK-Tagungen ist die gegenseitige Berichterstattung über Vorkommnisse in Kernkraftwerken in den beiden Ländern: Während es in Deutschland nur Vorkommnisse gab, die unterhalb der internationalen Störfallbewertungsskala für Kernanlagen lagen (INES 0), erläuterte die Schweiz die Dosisgrenzwert-Überschreitung bei einem Taucher während der Revisionsarbeiten im Kernkraftwerk Leibstadt (INES 2).

Die vier Arbeitsgruppen der DSK informierten über ihre Aktivitäten in den Bereichen Anlagensicherheit, Notfallschutz, Strahlenschutz und nukleare Entsorgung. Sie berichteten unter anderem über die Umsetzung der WENRA Safety Reference Levels in den Regelwerken der beiden Länder, den Daten- und Informationsaustausch bei Störfällen sowie über die grenzüberschreitende Zusammenarbeit Bereich Aeroradiometrie. Schliesslich berichtete die Schweiz über den aktuellen Stand des Sachplanverfahrens für geologische Tiefenlager und insbesondere über die aktive Mitwirkung der deutschen Seite im gesamten Verfahren.



Figur 6: Die Hauptkommissionssitzung 2010 der DSK fand bei prächtigem Herbstwetter in Bern statt.

3.4.3. Nuklearinformationsabkommen Schweiz–Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Information aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Im Rahmen des 10. bilateralen Nuklearexpertentreffens vom Juni 2010 in Bern orientierten sich die Delegierten beider Staaten zu den Themen Rechtsvorschriften und Behördenorganisation, Strahlenüberwachung, Notfallplanung und Bewilligungsverfahren. Die Schweiz nahm mit Vertretern des EDA, des BFE, des ENSI und der NAZ teil. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt der Information bei den Vorgängen in der Schweiz. Auf besonderes Interesse bei der österreichischen Delegation stiessen das Verfahren betreffend Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Mühleberg, die Rahmenbewilligungsgesuche für neue Kernkraftwerke, der Stand des Sachplans geologische Tiefenlagerung, Fragen bezüglich der Umsetzung der

ESPOO-Konvention in der Schweiz und das Ereignis im Kernkraftwerk Beznau von 2009, das auf Stufe 2 der internationalen Störfallbewertungsskala für Kernanlagen INES eingeordnet wurde.

3.4.4. Zusammenarbeit mit den USA

Zwischen der Schweiz und den USA bestehen bilaterale Verträge für die gegenseitige Unterstützung bei Fragen der Kernenergie-Sicherheit. Es handelt sich um das Rahmenübereinkommen zwischen der amerikanischen Aufsichtsbehörde Nuclear Regulatory Commission (NRC) und dem ENSI für den Austausch von technischer Information und die Zusammenarbeit in Belangen der nuklearen Sicherheit sowie das Umsetzungs-Übereinkommen bezüglich Teilnahme am NRC-Forschungsprogramm im Bereich schwere Unfälle. Letzteres berechtigt das ENSI, den vom Sandia National Laboratory entwickelten MELCOR-Rechencode für die Simulation von schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren zu nutzen (siehe auch Kap. 1 dieses Berichts).



Figur 7: Besuch der amerikanischen Kernenergieaufsichtsbehörde NRC vom 22. bis 23. Juni 2010 beim ENSI: Von links: Georges Pillier (Geschäftsleitung ENSI), Leigh Carter (Stv. amerikanische Botschafterin), Ho Nieh (NRC), Peter Hufschmied (Präsident ENSI-Rat), William C. Ostendorff (NRC Commissioner), Ralph Schulz (Geschäftsleitung ENSI), Hans Wanner (Direktor ENSI), Georg Schwarz (Stv. Direktor ENSI), Andrea Jones (NRC), Peter Flury (Geschäftsleitung ENSI).

Im März 2010 besuchte eine Zweierdelegation des ENSI die NRC, um an deren jährlichen Regulatory Information Conference teilzunehmen und bilaterale Gespräche zur regulatorischen Sicherheitsforschung sowie zur Vorbereitung der IRRS-Mission zu führen, die in den USA im Oktober 2010 stattfand und in der Schweiz für November 2011 geplant ist (siehe weiter hinten). Im Mai besuchten Jack Grobe und Louise Lund vom NRC Office of Nuclear Reactor Regulation das ENSI, um über die Themen Langzeitbetrieb, Inspektionswesen und periodische Sicherheitsüberprüfung zu sprechen.

Im Juni des Berichtsjahrs schliesslich empfing das ENSI eine hochrangige Delegation der NRC unter Leitung von Commissioner William C. Ostendorff. Die Commissioners sind das oberste Führungsorgan der NRC, die vom US-Präsidenten nominiert und vom Senat für eine Fünfjahresperiode bestätigt werden. Auf Grund der traditionell guten Beziehung zur NRC konnte das ENSI in den letzten Jahren die Mehrzahl der Commissioners empfangen. ENSI-Rats-Präsident Peter Hufschmied und die Geschäftsleitung informierten die Delegation über den Langzeitbetrieb von Schweizer Kernkraftwerken, die Betriebserfahrung 2009, die KKW-Neubauprojekte sowie das nukleare Entsorgungsprogramm. Das zweitägige Treffen beinhaltete auch einen Besuch des Paul Scherrer Instituts mit Präsentationen zum Thema schwere Unfälle und Besichtigung der ARTIST- und PAN-DA-Versuchsanlagen, einen Besuch des Zentralen Zwischenlagers Würenlingen sowie eine Führung durch das Kernkraftwerk Leibstadt.

3.4.5. Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz

Der Fachverband für Strahlenschutz (FS) ist eine Vereinigung von Strahlenschutz-Fachleuten überwiegend aus dem deutschsprachigen Raum. Sein Ziel ist die Förderung des Strahlenschutzes als Wissenschaft und Beruf. Er arbeitet vor allem als Informationsdrehscheibe für wissenschaftliche Erkenntnisse, internationale Empfehlungen, gesetzliche Vorgaben, Strahlenschutz-Kultur, Definition von Funktionen und Anforderungen an die Ausbildung, die Versachlichung politischer Bestrebungen und die Kommunikation zwischen Betreibern, Behörden und der Öffentlichkeit. Der FS besteht aus 13 Arbeitskreisen, die sich Teilgebieten des Strahlenschutzes widmen, und gibt die Zeitschrift «Strahlenschutzpraxis» heraus.

Vertreter des ENSI haben im Direktorium des FS und in mehreren Arbeitskreisen Einsitz und nahmen im Berichtsjahr an Arbeitskreistreffen zu den Themen Entsorgung, Beförderung, Umweltüberwachung und Praktischer Strahlenschutz teil. Dabei wurden die Harmonisierung von Vorgaben und Umsetzungspraktiken vorangetrieben, Erfahrungen aus dem Vollzug ausgetauscht und Stellungnahmen erarbeitet. Ein wichtiges Thema im Berichtsjahr war die Norm ISO 11929 (Bestimmung der Erkennungsgrenze, Nachweisgrenze und Vertrauensgrenzen bei Messungen von ionisierender Strahlung – Grundlagen und Anwendungen). Sie widerspiegelt den Stand von Wissenschaft und Technik und hat entsprechend auch Auswirkungen auf die Arbeit des ENSI-Labors und die Beurteilung von Messungen. An der Jahrestagung 2010 des FS hat das ENSI die flächendeckende Langzeitanalyse der Strahlung in der Umgebung der Schweizer Kernanlagen mit Hilfe der Aeroradiometrie präsentiert.

4. Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Das ENSI hat die begonnene Überarbeitung des Verordnungs- und Richtlinienwerks auch im Jahr 2010 weitergeführt. Dabei passte es das bestehende Verordnungs- und Richtlinienwerk den Anforderungen der neuen Kernenergiegesetzgebung an und stimmte es gleichzeitig mit den internationalen Standards ab. Im Berichtsjahr arbeitete das ENSI an der Revision der ABCN-Einsatzverordnung, der Notfallschutzverordnung und der Alarmierungsverordnung mit, welche nun seit 1. Januar 2011 in Kraft sind. Das ENSI verabschiedete acht neue Richtlinien und revidierte zwei Richtlinien. Diese werden nachfolgend kurz vorgestellt. Darüber hinaus hat das ENSI Anhörungen zu sechs weiteren Richtlinien durchgeführt.

Weil die Strahlenschutzverordnung (StSV, SR 814.501) in den nächsten Jahren einer Revision unterzogen wird, hat das ENSI die Erarbeitung der Richtlinie ENSI-G12 (Strahlenschutz im überwachten Bereich) bis auf Weiteres sistiert.

4.1. Notfallschutzverordnung

2010 hat das ENSI massgeblich an der Revision der Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung, NFSV, SR 732.33) mitgearbeitet. Sie regelt die Planung, Vorbereitung und die Einsatzphase von Störfällen in schweizerischen Kernanlagen, bei denen es zu erheblichen Freisetzungen von Radioaktivität kommen kann. Die revidierte Verordnung trat am 1. Januar 2011 zusammen mit der neuen Verordnung über die Organisation von Einsätzen bei ABC- und Naturereignissen (ABCN-Einsatzverordnung, SR 520.17) in Kraft.

Anlass zur Totalrevision der Notfallschutzverordnung war die Überführung der Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR) in die neue ABCN-Einsatzverordnung. Auf Grund des sachlichen Zusammenhangs musste auch die Notfallschutzverordnung angepasst werden. Die revidierte Notfallschutzverordnung definiert die Ziele des Notfallschutzes, die Zonen und die Aufgaben der Beteiligten.

■ Ziele des Notfallschutzes: Schutz, Betreuung und Versorgung der betroffenen Bevölkerung

■ Zonen: Zone 1 umfasst ein Gebiet mit einem Radius von 3 bis 5 Kilometern um eine Kernanlage, Zone 2 schliesst daran an und umfasst ein Gebiet mit einem Radius von etwa 20 Kilometern. Bei einem schweren Störfall kann für die Bevölkerung in den Zonen 1 und 2 eine Gefahr entstehen, in der sofort oder rasch Schutzmassnahmen erforderlich sind (Evakuierung, Einnahme von Jodtabletten). Alle übrigen Gebiete der Schweiz gehören zu Zone 3. In Zone 3 sind während des Durchzugs der radioaktiven Wolke in der Regel keine speziellen Massnahmen zum Schutz der Bevölkerung notwendig, können jedoch auch dort angeordnet werden, z. B. im Lebensmittelbereich. Die Zonen um die Kernanlagen bleiben im Wesentlichen unverändert. Sie werden vom ENSI neu jährlich überprüft und als Geobasisdaten nach der Geoinformationsverordnung (GeoIV, SR 510.620) öffentlich zugänglich gemacht (map.geo.admin.ch). Neu enthält die Notfallschutzverordnung eine Liste der Kernanlagen sowie eine grafische Darstellung des Zonenkonzepts. Im Anhang ist ausserdem die bisher in der Jodtablettenverordnung enthaltene Liste der Gemeinden der Zonen 1 und 2 aufgeführt.

■ Aufgaben der Beteiligten: Betreiber von Kernanlagen, Bundesstellen, Kantone, Regionen und Gemeinden

4.2. Richtlinien

Das ENSI erlässt in seiner Eigenschaft als Aufsichtsbehörde oder gestützt auf einen Auftrag in einer Verordnung Richtlinien. Richtlinien sind Vollzugshilfen, die rechtliche Anforderungen konkretisieren und eine einheitliche Vollzugspraxis erleichtern. Sie konkretisieren zudem den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Das ENSI kann im Einzelfall Abweichungen zulassen, wenn die vorgeschlagene Lösung in Bezug auf die nukleare Sicherheit und Sicherung mindestens gleichwertig ist. Mit Inkrafttreten des Kernenergiegesetzes (KEG, SR 732.1) und der Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11) am 1. Februar 2005 begann das ENSI, seine alten Richtlinien zu revidieren. Basierend auf einem Umsetzungsplan wurde damit begonnen, diese R-Richtlinien durch A-, B- und G-Richtlinien zu ersetzen. A-

Richtlinien haben die Anlagebegutachtung zum Thema, B-Richtlinien die Betriebsüberwachung, und G-Richtlinien widmen sich generellen Themen. Der aktuelle Stand der Umsetzung dieses Konzeptes kann dem Anhang D entnommen werden. Sämtliche gültigen Richtlinien finden sich auf der ENSI-Internetseite www.ensi.ch.

4.2.1. Richtlinie ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente

Diese im September 2010 verabschiedete Richtlinie regelt den Betrieb von Lagern für entsorgungspflichtige radioaktive Abfälle, welche im Aufsichtsbereich des ENSI entstanden oder definitiv in diesen übergegangen sind, und von abgebrannten Brennelementen. Sie gilt für alle Kernanlagen in der Schweiz sowie für bestehende als auch für neue Lager, unabhängig davon, ob das jeweilige Lager über eine eigenständige Betriebsbewilligung verfügt oder durch die Bewilligung einer anderen Kernanlage abgedeckt ist. Für die Erfüllung der Betriebsanforderungen gemäss Kapitel 7 gewährt das ENSI für bestehende Kernanlagen eine Frist bis zum 31. Dezember 2011. Festlegungen in Bewilligungen betreffend den Gegenstand dieser Richtlinie sind vorrangig zu beachten. Die Richtlinie ersetzt die bisherige Richtlinie HSK-R-29 «Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle».

4.2.2. Richtlinie ENSI-G11: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage

Diese Richtlinie regelt die detaillierten Anforderungen an die Planung, Herstellung und Montage von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen, deren Abstützungen und druckhaltenden Ausrüstungsteilen für die Verwendung in den schweizerischen Kernanlagen. Diese ursprünglich im Februar 2009 für gültig erklärte Richtlinie wurde revidiert und im Mai 2010 neu verabschiedet. Änderungen betrafen die Bauvorschrift in Kapitel 4.3, die Freigaben in Kapitel 4.4, die Überwachung durch den Sachverständigen in Kapitel 4.5 und der Tabelle 5.3 im Anhang, Werkstoff und Halbzeug für sicherheitsrelevante Bauteile der Sicherheitsklassen 1 und 2 in Kapitel 7.2.1. sowie Werkstoff und Halbzeug für nicht sicherheitsrelevante Bauteile in Kapitel 7.2.3.

4.2.3. Richtlinie ENSI-G15: Strahlenschutzziele für Kernanlagen

Die im November 2010 verabschiedete und ab 1. Januar 2011 gültige Richtlinie ENSI-G15 präzisiert die im Strahlenschutzgesetz (StSG, SR 814.50) und der StSV erlassenen Bestimmungen über den zu gewährleistenden Schutz des Personals und der in der Umgebung einer Kernanlage wohnhaften Bevölkerung vor ionisierenden Strahlen. Die Richtlinie gilt für alle Kernanlagen in der Schweiz für Normalbetrieb und Betriebsstörungen sowie für Störfälle mit Eintretenshäufigkeiten grösser als 10^{-2} pro Jahr, also Störfälle, die mehr als einmal pro Jahrhundert vorkommen. Diese Richtlinie ersetzt die Richtlinie HSK-R-11 «Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen».

4.2.4. Richtlinie ENSI-A08: Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen

Diese Richtlinie veröffentlichte das ENSI im Februar 2010. Sie regelt die Bestimmung des aus der Anlage freigesetzten, luftgetragenen Quellterms, das heisst derjenigen radioaktiven Stoffe, die bei einem Störfall in der Umgebung freigesetzt werden können. Die wichtigsten Parameter, die den Quellterm definieren sind:

- Menge, Zusammensetzung, physikalische und chemische Form der freigesetzten radioaktiven Stoffe;
- der zeitliche Verlauf der Freisetzung;
- die Eigenschaften und der Zustand der Transportmedien, mit denen die radioaktiven Stoffe freigesetzt werden.

Die Resultate von Quellterm-Berechnungen werden für den Nachweis einer ausreichenden Störfall-Vorsorge der Kernkraftwerke verwendet. Die Richtlinie ist aufgeteilt in die Quelltermanalyse für Auslegungsstörfälle in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren sowie für sonstige Kernanlagen und in die Meldung des Quellterms im Ereignisfall. Die Quelltermanalyse für auslegungsüberschreitende Störfälle wird in der Richtlinie ENSI-A05 behandelt.

4.2.5. Richtlinie ENSI-B06: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung

Diese Richtlinie regelt die detaillierten Anforderungen an die Instandhaltung von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen sowie deren Ab-

stützungen und druckhaltenden Ausrüstungsteilen für die Verwendung in den schweizerischen Kernanlagen. Die ursprünglich im April 2009 gültig erklärte Richtlinie wurde revidiert und im Mai 2010 neu verabschiedet. Änderungen betrafen die Überwachung durch den Sachverständigen in Kapitel 4.5. und Anhang 3, die System- und Komponentenbegehungen in Kapitel 6.3., die Funktionsprüfungen an Sicherheitsventilen in Kapitel 6.5. sowie die Funktionsprüfungen an Stossbremsen in Kapitel 6.6.

4.2.6. Richtlinie ENSI-B10: Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal

Das ENSI verabschiedete diese Richtlinie im Oktober 2010 und erklärte sie mit einer Übergangsfrist auf 1. Januar 2011 für gültig. Die Übergangsfrist wurde gewährt, damit die Bewilligungsinhaber ihre Organisation an die Richtlinie anpassen konnten. Während der Übergangsfrist konnte entweder die alte Richtlinie HSK-R-27 oder schon die neue Richtlinie ENSI-B10 angewendet werden. Am 1. Januar 2011 wurde die Richtlinie HSK-R-27 «Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken» zurückgezogen. Gemäss der Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK, SR 732.143.1) regelt die Richtlinie ENSI-B10 die weitergehenden Anforderungen an die Ausbildung, die Zulassungsprüfungen, die Wiederholungsschulung, die Weiterbildung und die Requalifikation von zulassungspflichtigem Personal von Kernanlagen. Für die Kernkraftwerke regelt sie des Weiteren besondere Anforderungen an das Instandhaltungspersonal, das übrige technisch-wissenschaftliche Personal und im Auftrag tätige Personen.

4.2.7. Richtlinie ENSI-B13: Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals

Im November 2010 wurde diese Richtlinie verabschiedet und mit einer Übergangsfrist auf 1. Januar 2011 für gültig erklärt. Sie präzisiert die Anforderungen zur Anerkennung der Ausbildungen und zur Fortbildung im Strahlenschutz in Kernanlagen.

In der vorliegenden Richtlinie wird zwischen folgenden Anerkennungen unterschieden:

- Anerkennungen von Ausbildungskursen, welche von Ausbildungsinstitutionen beantragt und vom ENSI verfügt werden;

- Anerkennungen von individuell erfolgreich absolvierten Ausbildungen in vom ENSI anerkannten Ausbildungskursen, welche durch Zertifikate der Ausbildungsinstitutionen belegt werden;

- Anerkennungen der individuellen Ausbildung von Strahlenschutz-Sachverständigen, die vom ENSI verfügt werden;

- Anerkennungen von individuell, in nicht vom ENSI anerkannten Ausbildungskursen, erfolgreich absolvierten Ausbildungen, welche von einzelnen Personen beantragt und vom ENSI verfügt werden.

Am 1. Januar 2011 konnte die Vorgängerrichtlinie HSK-R-37 «Anerkennung von Strahlenschutzausbildungen und Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK» zurückgezogen werden.

4.2.8. Richtlinie ENSI-B14: Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen

Der Bewilligungsinhaber einer Kernanlage ist gesetzlich verpflichtet, Massnahmen zu treffen, um die Anlage in einem guten Zustand zu halten. Die vorliegende Richtlinie regelt die detaillierten Anforderungen an die Instandhaltung von sicherheitstechnisch 1E- resp. 0E-klassierten elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen (so genannte Betrachtungseinheiten, Hard- und Software). Bei den 1E-klassierten Betrachtungseinheiten handelt es sich um Ausrüstungen zur Auslösung bzw. Ausführung von Sicherheitsfunktionen, bei den 0E-klassierten um solche für Regelungs- und Begrenzungsfunktionen. Als Instandhaltung im Sinne des Anhangs 1 KEV gelten die vier Grundmassnahmen Wartung, Inspektion, Instandsetzung und Verbesserung. Die ENSI-B14 ist im Dezember 2010 verabschiedet worden und ab 1. Januar 2011 gültig. Mit der Gültigerklärung tritt die Vorgängerrichtlinie HSK-R-23 «Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken» ausser Kraft.

4.3. Neue Hilfsmittel

4.3.1. ENSI-Glossar

Seit August 2010 ist auf der ENSI-Website unter «Rechtsgrundlagen» ein neues Grundlagendokument verfügbar, das ENSI-Glossar. Dieses umfasst eine Zu-

sammenstellung der im Regelwerk zur nuklearen Sicherheit verwendeten Begriffe mit den jeweiligen Definitionen. Im ENSI-Glossar können Definitionen aus dem Kernenergie- und Strahlenschutzrecht sowie der Notfallplanung von A wie Abfallbehandlung bis Z wie Zwischenlagerung nachgeschlagen werden. Das ENSI führt alle Definitionen nach, welche in den neuen A-, B- und G-Richtlinien enthalten sind. Das Dokument wird jeweils aufdatiert, wenn eine neue Richtlinie verabschiedet wird oder eine neue Verordnung in Kraft tritt.

4.3.2. Korrelationsregister

Das ENSI hat ein Korrelationsregister Richtlinien erstellt, das zeigt, welche Regelungsinhalte von alten R-Richtlinien in welche neuen A-, B- und G-Richtlinien überführt wurden oder werden. Dieses Register stellte das ENSI den Betreibern von Kernanlagen zu und gibt es auf Anfrage auch an weitere Interessierte heraus.

5. Strategie und Ausblick

Mit dem ENSI verfügt die Schweiz über eine funktionell, institutionell und finanziell unabhängige Aufsichtsbehörde für den gesamten Kernenergiebereich, welche die nukleare Sicherheit und die Sicherung abdeckt. Sie setzt damit die Vorgaben des Kernenergiegesetzes und des internationalen Übereinkommens über die nukleare Sicherheit um.

Das ENSI steht vor einer Reihe grosser Herausforderungen. Hierzu gehören die Aufsicht über den Langzeitbetrieb der bestehenden Kernkraftwerke, die Vorbereitungen auf die Baubewilligungsgesuche für die drei geplanten KKW-Neubauprojekte, das Sachplanverfahren zur Standortsuche für geologische Tiefenlager, die Überarbeitung des bestehenden Regelwerks sowie der Erhalt und weitere Aufbau der Fachkompetenz beim ENSI.

Mit der Zielsetzung, die Organisation und Führung zu optimieren, wurden im Berichtsjahr umfangreiche Vorarbeiten zu einer grundlegenden **Reorganisation des ENSI** durchgeführt, welche im Jahre 2011 abgeschlossen werden soll. Das ENSI wird seine Aufsicht zukünftig mit den drei nach aussen gerichteten Bereichen Neubauprojekte, Kernanlagen und Entsorgung wahrnehmen. Diese Bereiche werden unterstützt durch die Fachbereiche Analysen, Überwachung und Ressourcen. Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit wird mit der Schaffung einer eigenen Sektion und einem überarbeiteten Kommunikationskonzept zukünftig einen grösseren Stellenwert erhalten. Gleichzeitig wurde das ENSI auch im Berichtsjahr personell weiter ausgebaut, insbesondere um die zunehmenden Arbeiten für die Neubauprojekte bewältigen zu können.

Die vom ENSI unterstützte Forschung wurde im Jahr 2010 durch eine Reihe neuer Projekte ausgeweitet. Das unterstreicht die gestiegene Bedeutung dieses Bereichs für die Erstellung des Regelwerks, den Kompetenzerhalt und die internationale Vernetzung.

Bei der Forschung hat das ENSI thematische Schwerpunkte gesetzt. Der **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke**, der auch international ein immer wichtigeres Thema wird, ist darin mit verschiedenen – teilweise neuen – Projekten zu Alterungsmechanismen, Werkstoffprüfung sowie Sicherheits- und Zuverlässigkeitsanalysen berücksichtigt. Im Projekt KORA-II konnten wichtige Zusammenhänge zwischen der Wasserchemie im Primärkreislauf eines KKW und dem Risswachstum

bestimmter Werkstoffe gefunden werden. Das neu initiierte Projekt PARENT bindet die ENSI-Forschung stärker an die internationalen Entwicklungen bei den modernen zerstörungsfreien Messmethoden für Risse an und ist gut mit KORA verknüpft. Ebenfalls neu ist das Projekt NORA, in welchem der positive Einfluss von dem Reaktorwasser zugesetzten Platin auf Risskorrosion in Reaktoreinbauten und Rohrleitungen untersucht wird.

Ein weiterer thematischer Schwerpunkt sind die **neuen Kernkraftwerke**, mit denen verschiedene Forschungsarbeiten im Zusammenhang stehen. Genannt sei hier zum Beispiel das im Berichtsjahr mit dem PSI neu gestartete Projekt PASSPORT, in welchem die numerische Modellierung von Störfällen in neuen Kernkraftwerken mit passiven Sicherheitssystemen methodisch verbessert werden soll. Weitere Projekte mit dem PSI im Bereich der Sicherheitsanalysen sind STARS und MELCOR. Die Zusammenarbeit im Projekt STARS liefert dem ENSI wertvolle Daten, welche verbesserte eigene Sicherheitsanalysen ermöglichen. Beim Projekt MELCOR wurde im letzten Jahr erreicht, dass das vom PSI neu entwickelte Teilmodell für die Hüllrohr-Oxidation von den MELCOR-Entwicklern in den Hauptcode eingebaut wird. Dies spricht für die gute Arbeit der PSI-Fachleute. Generell plant das ENSI, die bewährte Zusammenarbeit mit dem PSI im Bereich der Sicherheitsanalysen längerfristig fortzusetzen.

Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungskonsortien und durch die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist das ENSI hervorragend international vernetzt. Insbesondere bei der Begutachtung der neuen Kernkraftwerke kommt dem internationalen Erfahrungsaustausch eine wichtige Rolle zu. Die Schweiz beteiligt sich aktiv an den Arbeiten der Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR) der OECD und dem Mandat «Neue Kernkraftwerke» der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA). Ferner ist das ENSI seit 2010 in einem beratenden Expertengremium der finnischen Behörde STUK vertreten, in welchem aktuelle Fragen aus den finnischen Neubauprojekten diskutiert werden. Aus Sicht des ENSI ist es sehr wichtig, dass die Erfahrungen bei Neubauten im Ausland bei möglichen Schweizer Projekten angemessen berücksichtigt werden.

Die **Entsorgung der radioaktiven Abfälle** erhält in der vom ENSI unterstützten Forschung zunehmend an

Gewicht. Parallel zur laufenden zweiten Etappe des Sachplanverfahrens werden in jetzt sieben Projekten sicherheitstechnisch wichtige Fragen behandelt. So wendet sich das ENSI mit den Agneb-Projekten verstärkt der Auslegung eines Tiefenlagers und dessen Überwachung zu. Und die mögliche Entwicklung von zukünftigen Gletschern, die ein Tiefenlager beeinflussen könnten, wird mit dem Rückblick auf die Klimaverhältnisse der letzten Eiszeit beleuchtet. Die Forschung im Bereich der Entsorgung wird voraussichtlich auch in den kommenden Jahren noch weiter verstärkt werden, da mit Fortschreiten des Sachplanverfahrens die Bedeutung einer unabhängigen Expertise durch das ENSI immer grösser wird.

Wie probabilistische Sicherheitsanalysen zeigen, kommt dem Thema **Erdbebengefährdung** bei der Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen eine besondere Bedeutung zu. Das ENSI plant derzeit ein neues Forschungsprojekt zu Starkbeben in Zusammenarbeit mit dem Schweizerischen Erdbebendienst SED und weiteren interessierten Schweizer Stellen. Zusammen mit den bereits gestarteten Projekten OECD SMART und IAEA KARISMA und dem neuen Schwerpunkt Erdbeben im Projekt HRA erhält die Thematik einen angemessenen Stellenwert in der regulatorischen Forschung.

Die **Überarbeitung des ENSI-Richtlinienwerks** wurde im Jahre 2010 weitergeführt. Dabei flossen auch Erkenntnisse aus der Forschung in ENSI-Richtlinien ein.

Ferner werden neue technische und organisatorische Vorgaben – die so genannten Safety Reference Levels (SRL) der WENRA – ins schweizerische Regelwerk übertragen. Mittlerweile deckt das Regelwerk rund 75 % der SRL ab. Bis Ende 2011 sollen alle Abweichungen behoben sein.

Im November 2011 wird auch die nächste Überprüfung des ENSI durch ein internationales Expertenteam der IAEA stattfinden. Ziel dieses so genannten **International Regulatory Review Services (IRRS)** ist es, Verbesserungsmöglichkeiten zu identifizieren und die Arbeitsqualität der Aufsichtsbehörden weltweit zu harmonisieren. Die Schweiz wurde als erstes westliches Land im Jahr 1998 überprüft. Die Anregungen aus der Überprüfung von 1998 haben massgeblich dazu beigetragen, dass das ENSI heute unabhängig ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Im Berichtsjahr führte das ENSI mit der Selbstüberprüfung umfangreiche Vorbereitungsarbeiten zur IRRS durch. Zusammengefasst liefern die Resultate der regulatorischen Sicherheitsforschung, der internationale Erfahrungsaustausch und die Erkenntnisse aus Vorkommnissen in ausländischen Kernanlagen einen wichtigen Beitrag, um die bisherigen und die neuen Aufgaben optimal wahrnehmen zu können. Insbesondere durch die im Jahre 2011 geplante Erneuerung der Forschungsstrategie will das ENSI diesen Beitrag auch für die kommenden Jahre gewährleisten.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Inhalt

OECD Halden Reactor Project	95
KORA-II	103
NORA	113
PISA	121
Bruchmechanik	129
Human Reliability Analysis	135
STARS	143
PASSPORT	155
Code Assessment Program for MELCOR1.8.6	159
ARTIST II	167
MSWI	175
Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung	183
Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung	191
RC Experiment Rock Mass Characterization	197

OECD Halden Reactor Project

Author und Co-author(s)	W. Wiesenack, Ø. Berg
Institution	Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project
Address	P.O.Box 173, NO-1751 Halden, Norway
Tel., E-mail, Internet address	+47 (0)69 21 22 00, www.ife.no/hrp
Duration of project	2009 to 2011

ABSTRACT

The OECD Halden Reactor Project is an undertaking of national organisations in 18 countries sponsoring a programme that provides key information for safety assessments and licensing as well as for the reliable operation of nuclear power stations. The programme is using the Halden reactor, the Kjeller hot laboratory, the Halden Man-Machine Laboratory and the Halden Virtual Reality Centre for experimental work.

The activities in the Fuels & Materials area provide fundamental knowledge on the properties and behaviour of nuclear fuels and materials under long-term use in reactors as well as during transients. In 2010, 13 in-core tests were executed, most of them in loop systems simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. The tests encompassed various types of fuels and materials with zero to high burnup or neutron fluence. The LOCA test series continued with two experiments using pre-irradiated PWR and VVER fuel rods. In-core materials were tested to

obtain data on stress corrosion cracking and stress relaxation of reactor materials for plant lifetime assessments.

The research in the Man-Technology-Organisation area comprises empirical studies of the interaction between the reactor operators and the supervision and control systems. It also comprises innovative work on Human System Interface design and Control Room design. 3D visualization technologies by means of Virtual and Augmented Reality are being developed. Experiments investigated the effect of new technologies in the control room on operator performance in critical situations. In 2010, experimental data have been used to validate various HRA methods. Work continued regarding the development and testing of improved methods and techniques for plant state monitoring and plant performance optimization. Requirements engineering, risk assessment, error propagation and CCF are the areas of software systems dependability.

Project goals

The Halden Reactor Project's research programme is defined as framework for 2009–2011 [1] and in the detailed plan for 2010 [2].

The main goals of the R&D work in the fuels and materials area are to provide data on:

- fuel properties needed for design and licensing of high burnup reactor fuel
- fuel response to transients, in particular on phenomena occurring during loss-of-coolant accidents
- cladding creep, corrosion and hydriding to determine mechanisms and operational conditions that affect cladding performance, e.g. water chemistry issues
- stress corrosion cracking of reactor materials at representative stress conditions and water chemistry environments for plant lifetime assessments

The main goals of the R&D work in the MTO area are to:

- provide knowledge on how and why accidents occur, with the aim to prevent them from happening
- establish empirical knowledge about human potentials and limitations as operators in a control room setting based on experiments carried out in HAMMLAB and the VR Centre
- develop advanced information and support systems for use in plant optimization, operation and maintenance

- develop methods and tools to improve the dependability of software based systems

Work carried out and results obtained

The results from the OECD Halden Reactor Project's research programme are in detail reported to the members in two annual status reports [3, 4]. Important activities are summarised below.

Fuels and Materials Research

The Halden Reactor was in planned operation accumulating about 185 full power days in 2010. Thirteen experiments were active at various times as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project. The experiments comprised studies of UO₂ fuel, additive and gadolinia doped fuel as well as cladding and in-core materials with various fluence levels. Many of the experiments are carried out using pre-irradiated test specimens of fuels and materials taken from commercial reactors and re-instrumented at the Institute of energy technology's Kjeller hot laboratory. This provides the necessary realistic starting point for experiments where fuel temperature, rod pressure, dimensional stability, corrosion and crack growth are being measured under



Fig.1: The Halden Boiling Heavy Water Reactor is located in a rock cavern in the city of Halden, South-East Norway. The reactor also provides steam to the paper factory next-door.

representative thermal-hydraulic and water chemistry conditions.

Two experiments related to studying the thermo-mechanical performance of gadolinia bearing fuel continued irradiation. Each test contains six fuel rods instrumented with fuel centre thermocouples, pressure transducers, and fuel stack elongation detectors which provide important data on fuel densification, swelling, thermal conductivity, and fission gas release. The results are used to validate computer codes applied in licensing and safety analyses. The Gd-fuel operated with peak fuel temperatures close to or above the empirical fission gas release threshold and showed gradual but moderate pressure increases. In 2011, one of the test rigs, in which the fuel burnup has exceeded 40 MWd/kg, will be moved closer to the centre of the reactor core in order to obtain higher power and to promote further fission gas release.

An overpressure test with VVER fuel clad in E110 continued in 2010. The segment had been pre-irradiated in the Finnish LOVIISA NPP to a burnup of 56 MWd/kgU. The in-pile test scheme comprised fuel temperature measurements as well as noise analysis and hydraulic diameter determination by gas flow measurements. Rod overpressure levels of 100 to 300 bar were applied. Except for the periods affected by primary creep of the cladding, the increase in the temperature was low

and suggested that no cladding lift-off occurred. This conclusion was also supported by hydraulic diameter measurements. No clear indications of cladding lift-off were observed in the fuel thermal time constant derived from temperature and neutron detector signals and in the coherence between cladding elongation and power, even at the highest overpressures. Further plans include studying RXA cladding under PWR conditions followed by SRA cladding for comparison.

In the LOCA test series, two experiments were carried out in 2010. Test number 10 in the series contained a PWR rod with a burn-up of 61 MWd/kgU. The low-tin Zry-4 cladding had an oxide layer of 20–30 microns and a hydrogen content of 150–220 ppm. The rod was pressurised to 40 bar (RT) and fitted with three cladding thermocouples, a rod pressure sensor and a cladding elongation detector. Rod failure occurred at 760 °C after modest ballooning compared to some other tests in the series. The other LOCA test in 2010 used a VVER fuel rod. Also this test developed only a modest ballooning and failed as expected at about 840 °C. In both cases, the post-test gamma scanning showed that little fuel was relocated and driven out of the fuel rod.

The release of radioactive fission products (most notably I-131 and Cs-137) from failed fuel in the Halden LOCA tests has been measured starting with test number 9. The analysis of the post-test I-131 content in the fuel points to low release in the order of a few percent. Such measurements will be continued in future tests.

The athermal creep of UO₂ fuels under irradiation is being investigated in an experiment that started in June 2010. The test matrix comprises standard UO₂ fuel with 4.7 % enrichment and commercially produced Cr-doped pellets. The first months of operation were used to let the fuel complete densification before applying a load. The aim is to generate data for improving the models of fuel periphery behaviour during PCMI. The first test contains standard UO₂ fuel with 4.7 % enrichment and commercially produced Cr-doped pellets.

The objective of a PWR cladding corrosion and hydriding study is to evaluate the performance of modern Zircaloy materials (Zirlo, M5, MDA) in aggressive conditions exceeding those currently allowable in operating PWRs. The test parameters are elevated pH in conjunction with 10ppm Li and high power causing significant subcooled boiling. The test started irradiation in July 2010 with six test rods in the assembly, each made up of four sub-segments.

The Plant Lifetime Extension programme contains several experiments on BWR & PWR material degradation



Fig. 2: Test rig fabrication in the Halden instrument workshop.

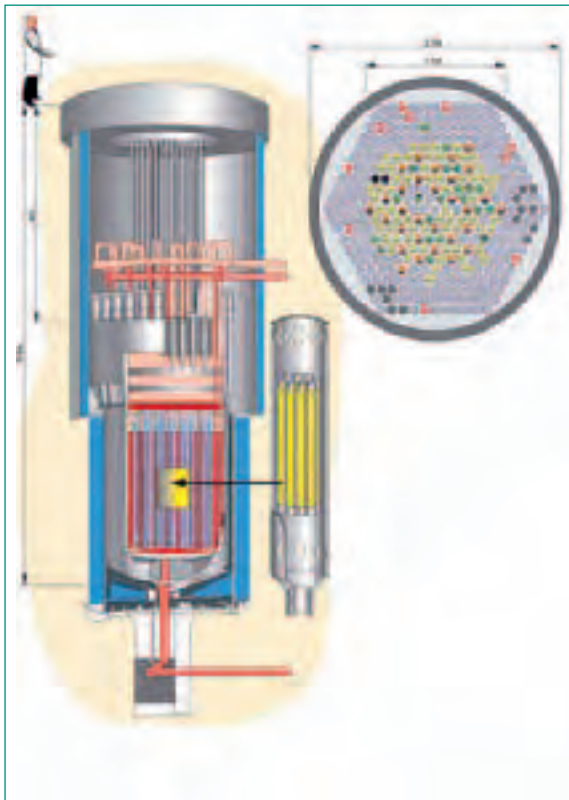


Fig. 3: 30 positions in the reactor core are available for the instrumented fuel test rigs.

mechanisms such as crack growth rates and stress relaxation in irradiated structural materials. Irradiation of the third PWR crack growth rate test began in January 2010. The rig contains 6 compact tension specimens (CT) some of which had received a post irradiation annealing (PIA) heat treatment (500 °C for 6 hours) before continuing in the experiment. The specimens are being exposed to a simulated PWR environment at 325 °C. At a stress intensity level of $\sim 13 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$, crack growth rates in the range 10^{-8} – 10^{-7} mm/s have been calculated. Rapid crack extension (up to 10^{-5} mm/s) was recorded for CTs which were therefore unloaded. Crack growth rates continued to be measured on the remaining 4 samples in the second half of 2010.

Thirty tensile specimens are included in the matrix for the in-pile stress relaxation study. Twelve of the specimens are housed in instrumented assemblies, equipped with on-line monitoring of specimen elongation, pressurised bellows for on-line load control and gas lines for temperature control. The remaining 18 specimens are uninstrumented. The instrumented specimens are prepared from Alloy 718, CW 316 SS, CW316 Nlot, CW316LN and SA 304L SS. The uninstrumented specimen matrix comprises 6 Alloy 718, 6 CW 316 SS and 6 SA 304 SS samples. The specimens are being irradi-

ated at temperatures ranging from 290 to 390 °C. For the CW 316 SS specimens, irradiation creep and stress relaxation data have been found to be consistent, and steady state creep rates are in agreement with previous fast reactor pressurized tube tests. The SA 304L and the CW 316LN (low SFE) samples show more creep/stress relaxation resistance than the CW 316 SS and are continued as creep tests. The aged Alloy 718 specimens exhibit significantly higher stress relaxation than the CW 316 SS specimens. The test is scheduled to continue until a maximum dose of 2 dpa.

Man-Technology-Organisation (MTO) Research

The MTO research carried out at the Halden Project is based on the Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB), a world-wide reference facility for human factor studies and advice on control room engineering. It provides the basis for studies on the performance of control room operators in complex and automated environments. HAMMLAB is complemented by the Virtual Reality Laboratory, a facility for rapid, interactive, high quality design of control rooms. Tools to assist in verification and validation of such designs as well as tools for maintenance training have been developed. Highlights of the work in the MTO area performed in 2010 are given below.

Human Performance

Past accidents and incidents have underscored the influence of human performance on the safety of nuclear power plants. In upgrades of existing plants or in advanced reactors, the quality and reliability of human performance in operation is expected to remain significant for the safe operation of NPPs. Licensing of new designs will require improved efforts in analysing the new work environments and work organisation and their influence on safety. Human performance is therefore a key area of research. The programme emphasises empirical research, with special focus on experiments in HAMMLAB. There is a strong focus on direct co-operation with active groups in the member organisations within this field of research. Main results:

- HRA has been one of the focus areas. An international collaborative study is being performed where the outcomes from applying HRA methods are compared to empirical data from HAMMLAB. The study utilizes data collected in HAMMLAB including 14 crews run-

ning four main scenarios: Two variants of SGTR (Steam Generator Tube Rupture), and two variants of LOFW (Loss of Feedwater). Participants from several member organisations in ten countries, including industry, regulators and research organisations, formed thirteen HRA teams analysing the scenarios. The U.S. NRC has put many resources into the assessment group. The same is true for PSI from Switzerland, supported by the Swiss regulatory body ENSI.

- The first phase of the study concluded in 2008 and the results are reported in HWR-844. This report is now also issued by the U.S. NRC as NUREG/IA-0216. Phase 2 of the work (2008 – 2009) consisted of analysis of the HAMMLAB data for the rest of the HFEs (Human Failure Events) in the SGTR scenarios, reviewing the HRA analyses for these scenarios, and comparing the outcomes. During this reporting period, HWR-915, «The International HRA Empirical Study – Phase 2 Report – Results from Comparing HRA Methods Predictions to HAMMLAB Simulator Data on SGTR Scenarios», was completed and presented at the EHPG meeting in March 2010. Phase 3 comprises analysis and comparisons based on the LOFW scenarios. The HAMMLAB data part of the phase 3 report is finalized in draft form in this reporting period.
- A follow-up study has been initiated at a U.S. nuclear power plant. The aim is partly the same as in the HAMMLAB study, to identify strengths and weaknesses of HRA methods. The aim is to get deeper insights into fewer methods, e.g., by having more than one HRA team per method. The study is run by the U.S. NRC, with the Halden Project as a supporting organisation. The advantage for the Halden Project is access to the results, in addition to practice in how to perform an applied study in a training simulator in

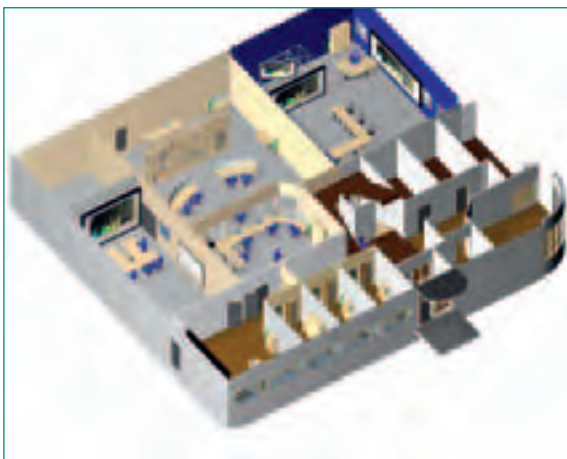


Fig. 4: The MTO research facilities in Halden.

a real nuclear power plant. The data collection was performed in the plant's training simulator in the U.S. in January 2010. A large part of the data analysis was performed in this reporting period.

Human System Interface work

The Project member organisations are very interested in research related to Human System Interfaces (HSIs) and in particular the innovative aspects going beyond traditional P&ID-based presentation. Modernisation of nuclear power plant control rooms is taking place in many countries, moving from panel-based control rooms into hybrid solutions. Utilising the full capabilities of computerised solutions and at the same time maintaining the human factors aspects are prioritised. Improved information presentation will contribute to safer and more efficient operation by supporting operators in process understanding and creating enhanced situation awareness.

The main objective is to develop, test and evaluate an HSI concept addressing the near-term needs of the industry to support on-going and planned control room modernisation projects, and the main results achieved are:

- A new large screen overview display for HAMBO (BWR-simulator), based on Information Rich Design (IRD) principles, has been implemented in HAMMLAB.
- The findings of the 2009 HAMMLAB experiment suggest that transparent automation interfaces support the operators' trust and acceptance of automation. However, we observed a negative effect of the transparent automation interface on the operators' ability to detect deviating system states, and failed to demonstrate the anticipated positive effect of transparent automation on overall task performance. Further improvements to the operational concept are therefore necessary before we can fully support human performance in highly automated plants. The transparent automation interface – as implemented in this study – seems to introduce new operational challenges that degrade the operators' ability to detect system deviations.

The Project also aims at acting as a demonstration bed for innovative solutions, assisting utilities, authorities and vendors in their design and evaluation processes related to future human system interface designs:

- Key research issues and some current solutions utilizing innovative touch interfaces have been described. A few interesting application areas, such as large operator workstation desks, interactive walls and portable

touch-units for these novel interfaces in nuclear process control, have been highlighted and described. The multi-layered HSI design is particularly emphasised.

- Initial roles of multi-touch interfaces for Outage Control Centers (OCCs) have been made in cooperation with EDF. Initial requirements have been made, and the location and layout decided for the «Future Plant Laboratory».
- Validation of new HSIs and control room solutions are addressed in HWR-939, «The Halden Reactor Project Meeting on Integrated System Validation (ISV) – Status of Current Approaches to ISV and R&D Needs». The plan for the study on criterion-based approaches and some preliminary results from the first experiment has been provided.



Fig. 5: The Halden Man-Machine Laboratory HAMMLAB.

Visualization interface technology work

The Visual Interface Technologies division develops the software infrastructure used to support experiments in HAMMLAB. It also conducts research on topics related to planning, supporting and training field operators, and other applications of visualisation technologies in the plant lifecycle. This comprises software designed to support the editing and management of simulated work scenarios in 3D environments, e.g. collaborative training related to safety of work operations. During 2010, the following specific results have been achieved:

- A software prototype has been developed to demonstrate the benefits of using knowledge-based techniques for 3D control room testing. A paper on knowledge-based evaluation of control room layouts has been published.
- A test-bed has been finalised and data collection started for radiation visualisation. The visual marker position-tracking and radiation calculator software modules have been adapted to run on hand-held sys-

tems. Prototypes for visual marker position-tracking systems have been made in preparation for the field tests of Real-Time Indoor Positioning Systems.

- A Paper on «Usability of interaction and collaboration techniques for a collaborative VR training system» was presented at the 2010 EHPG Meeting.
- Analysis of decommissioning communication requirements in comparison with stakeholder communication for outage planning and integrated operations activities.
- Updated radiation calculator software, and a prototype for an ALARA calculation tool for exploring radiation characterization in a 2D framework is making good progress.

On-line monitoring technologies

A number of computerised systems and applications have been developed through the years at the Project to benefit safety and economy in operations and maintenance (O&M). Their potential and advantages have however not yet been fully realized in the nuclear field as they have in other domains. Model-based Condition Monitoring (MBCM) techniques include among others physical modelling techniques (TEMPO), empirical modelling techniques (PEANO, Aladdin), and knowledge-based modelling techniques. The need to reduce O&M costs and increase productivity, while maintaining adequate safety, is one of the main drivers behind most current and future plant modernisation projects. A renewed focus on business, technical and licensing acceptance issues of these technologies is the unifying theme of the activities summarised here:

- On-line monitoring techniques have been further developed and tested in several power plants. Results have been presented at a HOLMUG (Halden On-Line Monitoring User Group) meeting in Chatou (Paris, France, September 30th – October 1st, 2010.
- A new version of TEMPO (version 4.2) was released. This latest version has a much improved user's interface that facilitates the practical use of the system. HWR-958, «Model Based Condition Monitoring with TEMPO», has been issued as well as HWR-957, «Thermal Power Uncertainty Determination with Data Reconciliation».
- Mimir – A Modular Framework for Condition Monitoring and Diagnostics has been developed further and a demonstrator with the Mimir Run-Time Manager and MimirBuilder tools has been implemented.
- A deep understanding of the Multilevel Flow Modeling (MFM) theoretical and practical concepts has been

achieved and a close collaboration with the Technical university of Denmark (DTU) has been established to start the development of a nuclear benchmark case study.

- Two case studies on the «Remaining Useful Life of Heat Exchanger Inlet Filters» and «Technical Condition Assessment and Remaining Useful Life Estimation of Choke Valves subject to Erosion» have been carried out.
- «Standardization of Procedure Content Definition» was presented and distributed at the EHPG in March 2010 and input to the IEC 62646 standardization committee has been provided.
- HWR-963 describing the application of a virtual steam flow sensor in the HAMBO simulator (as part of the EXP-09 experiments in HAMMLAB) was presented and distributed at the EHPG in March 2010.

Software systems dependability

The research programme on software systems dependability contributes to the introduction of digital instrumentation and control (I&C) systems into nuclear power plants. Focus is on four topics important both to design and production of digital I&C as well as safety assurance and licensing issues. These topics are: modernisation of digital I&C, integrating requirements engineering and risk assessment, assessment of error propagation and common cause factors, and assessment of advanced control systems. Summary of activities:

- Collected pilot survey data have been analysed and results regarding all identified requirements engineering issues have been found. Further survey data collection has been initiated and it has been found that data collection through literature analysis is more suitable for serving the objective of the work, which is to provide guidance on requirements engineering in modernisation projects in the nuclear industry. Also reports from other industries involving modernisation of safety critical digital I&C have been analysed.
- Work has continued with the aim to provide guidance on how to include risk assessment in requirements engineering, to develop and apply the traceability method, and provide guidance on applying the TRACE tool on system components related to safety.
- The work on Common Cause Failure (CCF) modelling has been done partly in collaboration with Ohio State University. The level of detail in the CCF modelling is determined by the analysis task. When limited to CCFs potentially affecting given designs, the analysis is expected to be carried out primarily at a conceptual/

architectural level, but still at a level detailed enough to allow effective identification of possible errors and faults, and analysis of their CCF potentials. A survey on different modelling techniques has been initiated.

- The work on compound software has been finalised in a final report. Focus has been on developing a component-based approach for assessing the reliability of compound software which is practicable in real situations and where failure dependencies between the software components are explicitly addressed. The approach utilises a Bayesian hypothesis testing principle, which combines both prior information regarding the software components as well as results from testing. The results so far show that including only partial dependency information might give a substantial improvement in reliability predictions, as long as the right component dependencies are included. The results also show clear indications that failure dependencies between parallel components have the highest impact on the predicted failure probability of the system.
- The collaboration with ISTec on investigating complexity metrics on function blocks has continued, and a final version of the BBN has been applied on an industrial case featuring more than 800+ logic diagrams specifying a real life safety critical software-system.

National Cooperation

The Fuels & Materials programme is supported by LOCA calculations performed at PSI; in particular regarding the specification of the conditions of the LOCA tests using segments from the Leibstadt NPP. The next two tests, planned to be executed in 2011 and 2012, will again make use of Leibstadt fuel (70 MWd/kgU). The value of the Halden Project's results is also enhanced through post irradiation examinations carried out at PSI on inert matrix fuel irradiated in the Halden reactor in IFA-651 and on material from the completed corrosion test IFA-638.

In order to make the results from the experiments in HAMMLAB more useful for HRA practitioners, the Halden Project has established close contact with HRA specialists in the member organisations in the planning of activities in HAMMLAB. In Switzerland close contact is established with PSI and HSK in these matters. Dr. Vinh Dang, PSI, is also heading a task force within the NEA work group, WGRISK, on HRA information exchange where also the Halden Project is participating, and this

further enhances the cooperation with PSI in this area. An OECD HRP/NEA summer school on HRA was arranged in Halden 23rd – 26th August 2010 with participants from the Gösgen, Beznau and Mühleberg NPPs. The Project hosted the IAEA technical meeting on the topic of assessing and managing cable ageing in NPPs. The meeting took place in Halden 14th – 17th September 2010 and had participation from Swiss Utilities. The Project has developed the new cable diagnostic tool called LIRA and a set of cable measurements has been performed with LIRA at the Leibstadt Nuclear Power Plant. The objective of this test was to estimate the current condition of safety related low power cables, all of them located inside the reactor containment to verify the usability and performance of LIRA as a condition monitor tool for assessing the cable condition at NPPs.

International Cooperation

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 18 countries sponsoring a jointly financed research programme under the auspices of the OECD Nuclear Energy Agency. The international members of the Halden Project participate actively in formulating, prioritising and following up the research programmes. This ensures that the work is focused on tasks with direct safety relevance. In the execution of the programme, the Halden Project maintains close contacts with its member organisations in these countries and with NEA and its relevant working groups. A technical steering committee, the Halden Programme Group, with members from the participating organisations, approves the annual research programme and oversees the progress of the work.

The Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPG) was held at Storefjell, Norway, 14th – 19th March 2010 with several participants from Switzerland. The next EHPG meeting will take place in Sandefjord 2nd – 7th October 2011. This is a good opportunity for exchanging information with the international community on key research topics within the Fuel & Materials and the MTO.

Assessment 2010 and Perspectives for 2011

The activities in 2010 of the Halden Project progressed mostly according to schedules. Several workshops and seminars were arranged to guide the current program and to help shaping future activities.

The experiments in the Halden reactor have provided valuable data on the behaviour of reactor fuel and materials during both normal operating conditions and transients which are used to improve and validate safety analysis codes. The experiments in HAMMLAB have provided useful data for HRA modelling and to technical bases for human factors guidelines for design and evaluation of control room solutions and human-system interfaces. Methods and systems developed for plant surveillance and optimisation have been taken into use in NPPs in member countries.

The joint programme of the OECD Halden Reactor Project is agreed upon for three years. 2010 is the second year of the current 3-year period 2009–2011 in accordance with the 2009–2011 frame-work programme [1] and the annual programme for 2010 as approved by the Halden Programme Group [2]. The programme for 2011 has been defined [5]. VNIIAES (Russia) and DOE (USA) are new Associated Parties to the Project from 2010, and the Project continues to look for new member countries. The discussion on the continuation of the Halden Reactor Project in the period 2012–2014 is progressing well and according to schedule.

References

- [1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2009 – 2011, HP-1233
- [2] Halden Reactor Project Programme Proposal 2010, HP-1288
- [3] Status Report January – June 2010, HP-1302
- [4] Status Report July – December 2010, HP-1318 (to be issued in 2011)
- [5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2011, HP-1310

KORA-II

Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials

Authors and Co-author(s)	H.P. Seifert, M. Breimesser, H. Leber, M. Ramesh, S. Ritter
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch, www.psi.ch and http://lnm.web.psi.ch/
Duration of project (from-till)	January 1, 2009 to December 31, 2011

ABSTRACT

Within the KORA-II project environmental effects on fatigue initiation and short-crack growth in austenitic stainless steels and Ni-base alloys and the stress corrosion cracking (SCC) behaviour of dissimilar metal welds (DMW) under boiling (BWR) and pressurized water reactor (PWR) conditions are evaluated. These practical investigations are complemented by a more fundamental study on SCC initiation in stainless and low-alloy steels. In the second project year, the following work was performed and interim results were gained:

Sub-project I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels: The PhD thesis on the microstructural characterization of the crack initiation and short crack growth process during thermo-mechanical fatigue (TMF) and isothermal low-cycle fatigue (LCF) in austenitic stainless steels in air was successfully terminated in June 2010. The thesis provides the corresponding reference fatigue behaviour in air for the evaluation of high-temperature water effects on fatigue initiation. For the latter, two unique and highly sophisticated facilities for in- and out-of-phase TMF and isothermal LCF experiments in high-temperature water with hollow cylindrical specimens were constructed and tested. First successful experiments are now running since October 2010. In autoclave experiments with sharply notched and pre-cracked specimens, the effect of static load hold time periods on corrosion fatigue initiation and crack growth was investigated in BWR/hydrogen water chemistry (HWC) and normal water chemistry (NWC) environment. With regard to continuous cyclic loading, an increase of the genuine corrosion fatigue initiation life was observed with increasing static load hold periods at maximum or mean load, which seemed to saturate for long hold periods above to 12 to 24 hours. On the other hand, static load hold times had very little effect on the subsequent stationary short and long corrosion fatigue crack growth rates. No significant effect of static load hold times on the technical corrosion fatigue initiation life are thus expected and the US NRC Regulatory Guide 1.207 seems to be adequate from this point of view.

Sub-project II – SCC in Dissimilar Metal Welds

(DMWs): Four non-destructive (NDT) test bodies with mechanical air fatigue, BWR/NWC SCC or primary PWR SCC cracks in the middle of the bulk Alloy 182 weld metal were produced. The cracks in the specimens are currently characterized by ALSTOM by a non-standard UT transmission technique, which seems to be able to readily characterize the crack depth, in contrast to the standard UT techniques applied in the field. With the PSI test bodies as in-kind contribution, a Swiss consortium of ENSI, PSI, ALSTOM and SVTI was accepted as a full member in the international PARENT program, which is dealing with NDT of DMWs. The tests concerning the SCC crack growth perpendicular to the interface region between the Alloy 182 weld metal and adjacent RPV steel revealed that under highly oxidizing BWR/NWC conditions, 3 ppb of chloride are sufficient to induce fast SCC into the adjacent low-alloy RPV steel at K_I -levels $\geq 60 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ with crack growth rates in the range of several cm per year! Similarly, 5 to 10 ppb of chloride can result in fast SCC into the adjacent RPV steel down to low K_I -levels of at least $30 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$.

Sub-project III – SCC Initiation in Stainless and Low-Alloy Steels:

A strong effect of chloride was observed on strain-induced corrosion cracking (SICC) initiation in low-alloy steels in chloride containing BWR/NWC environment, which occurred at much smaller strains than in high-purity water. The subsequent SICC crack growth rates, on the other hand, were hardly affected by the chloride level and were in the same range as in high-purity water in good agreement with previous investigations with pre-cracked specimens. Within the PhD thesis, IG SCC on an individual sensitized grain boundary was detected by the electrochemical micro-capillary technique the first time world-wide. The observed current and potential transients, which are related to individual passive film rupture, anodic dissolution and repassivation events, confirm the intermittent crack growth process by the slip dissolution mechanism and a qualitative interpretation of the macroscopic electrochemical noise of IG SCC can be given based on these experiments.

1. Introduction

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (25 to 41 years), the current focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) is placed to the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment in the context of material ageing [1].

Among the different ageing mechanisms of primary pressure boundary components (PPBC), environmentally-assisted cracking (EAC) caused most practical problems in light water reactors (LWR) world wide in the last two decades. A plenty of EAC cracking incidents occurred in both boiling water (BWR) and pressurized water reactors (PWR) in a wide range of stainless steel, nickel-base alloy, carbon and low-alloy steel PPBC. Several of these incidents with leakage of primary water inside the containment seriously challenged the integrity of PPBC. [2, 3]

To avoid the reoccurrence of such EAC cracking incidents and to ensure the safe and economic operation, it is essential to identify those system conditions which may lead to EAC initiation and growth and to identify the major factors of influence. Reliable quantitative experimental data on EAC initiation and growth under different LWR operation conditions and a basic knowledge on the underlying mechanisms are essential to evaluate the possible effects of EAC on structural integrity/safety and lifetime of components, to identify critical component locations/operating conditions and to define and qualify possible mitigation, repair and maintenance actions.

2. Structure and Goals of the KORA-II Project

The KORA-II project (2009–2011) aims to fill selected important knowledge gaps in the field of EAC in safety-relevant PPBC [3]. It consists of three sub-projects (Table 1) and deals with environmental effects on fatigue initiation in austenitic stainless steels and Ni-base alloys, stress corrosion cracking (SCC) in dissimilar metal welds and basic studies on SCC initiation in stainless and low-alloy steels in LWR environments [3]. The technical background and the objectives of the individual sub-projects were discussed in detail in the KORA-II project proposal [3].

3. Performed Work and Results

3.1. Sub-project I – Environmental Effects on Fatigue

The possibility of reactor coolant effects on fatigue of LWR structural materials is undisputed, but their adequate implementation in fatigue design and evaluation procedures is still not satisfactorily solved. This sub-project aims to contribute to the experimental basis for such Code modifications.

3.1.1. TMF and Isothermal LCF Initiation Behaviour in High Temperature Water

The PhD thesis on the microscopic characterization of the crack initiation and short crack growth process during thermo-mechanical fatigue (TMF) in austenitic stainless steels in air was successfully terminated in June 2010 [4]. This thesis provided the reference TMF and isothermal low-cycle fatigue (LCF) behaviour in air and also

Sub-project	Topic	Share
SP I	Environmental effects on fatigue initiation & short crack growth in stainless steels & Ni-alloys under PWR & BWR/HWC conditions	40 %
SP II	SCC in dissimilar metal welds SP-IIa: NDT reference bodies with SCC cracks SP-IIb: SCC in the Alloy 182-RPV interface region	40 %
SP III	SCC initiation in austenitic stainless steels & low-alloy steels	20 %

Table 1: Topics of sub-projects of the KORA-II research program.

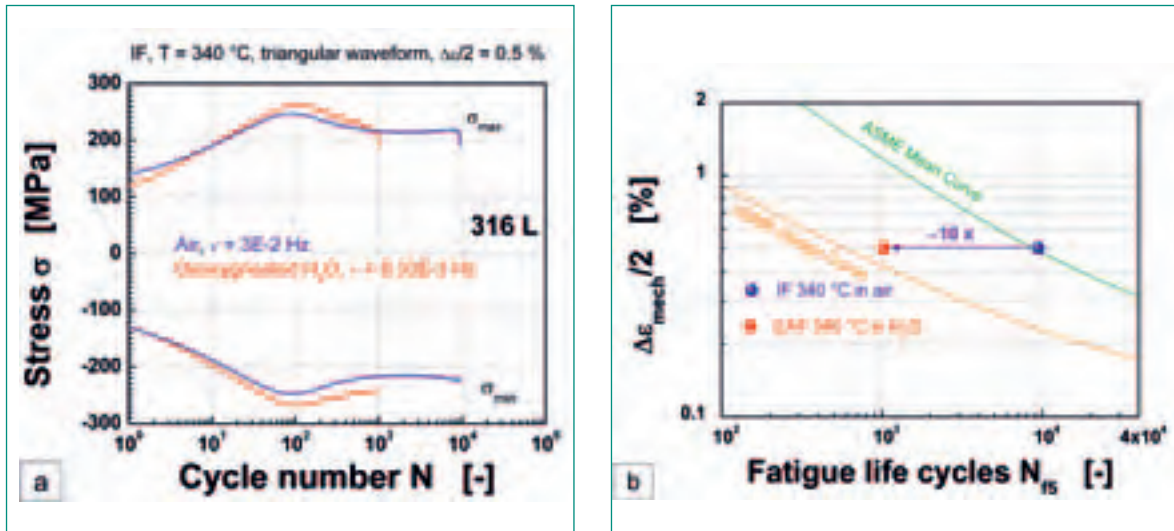


Figure 1: Evolution of σ_{min} and σ_{max} during an isothermal LCF test at 340 °C in air and deoxygenated high-purity water at 340 °C (a). Comparison of the corresponding fatigue lives with the ASME Code curves (b).

formed the basis for the construction of two unique and highly sophisticated facilities for in-phase (IP) and out-of-phase (OP) TMF and isothermal LCF experiments with hollow cylindrical specimens in high-temperature water. These facilities were put in operation during this year and a lot of pre-tests were necessary to optimize the heating and cooling device as well as the specimen loading grips and sealing. IP and OP TMF experiments between 100 and 340 °C can now be performed with a triangular temperature profile with a cycle period of 100 s with minimal axial and through-wall temperature gradients fulfilling the requirements of international standards for TMF experiments. The systems thus now allow both strain and load controlled fatigue experiments with very small strain amplitudes with superimposed rather rapid temperature changes under flowing conditions, which are some of the major advantages with regard to autoclave tests. Systematic investigations in high-temperature water were started in October 2010. First test results are exemplarily illustrated in Figure 1, where the isothermal LCF behaviour of a 316 L stainless steel in air and deoxygenated high-purity high-temperature water at 340 °C under otherwise identical conditions is compared.

3.1.2. Effect of Static Load Hold Periods on Corrosion Fatigue Initiation and Crack Growth

Within the KORA-I project, critical conjoint threshold conditions for strong environmental effects on fatigue in stainless steels were identified, which, e.g., can be used as engineering criteria to identify critical component lo-

cations and/or operating conditions [5]. These lab corrosion fatigue investigations were performed by continuous cyclic loading experiments. In reality, periods with cyclic loading of PPBC (e.g., plant transients) are often interrupted by very long periods of moderate static stress (stationary power operation) and it was suggested that these periods might reduce the resulting environmental effects. The effect of static hold times on (corrosion) fatigue life are thus currently investigated with both notched and pre-cracked fracture mechanics specimens in BWR/NWC and HWC environment. The special emphasis during this year was placed to the effect of very long hold times of up to 750 h. These investigations revealed the following results:

With regard to continuous cyclic saw tooth loading with a load ratio R close to zero, an increase of the genuine corrosion fatigue initiation life was observed with increasing static load hold periods at maximum or mean load of the applied load range, which seemed to saturate for long hold periods above to 12 to 24 h (Figure 2a). On the other hand, static hold periods at minimum load, where potential microcracks are closed, had no effect on genuine fatigue initiation life. Furthermore, the static load hold times had very little effect on the subsequent stationary short corrosion fatigue crack growth rates. Static hold times of up to 750 h had no effect on cycle-based corrosion fatigue crack growth rates in solution annealed stainless steels in BWR/NWC and HWC (Figure 2b). No significant effect of static load hold times on the technical corrosion fatigue initiation life are thus expected based on these very preliminary results and

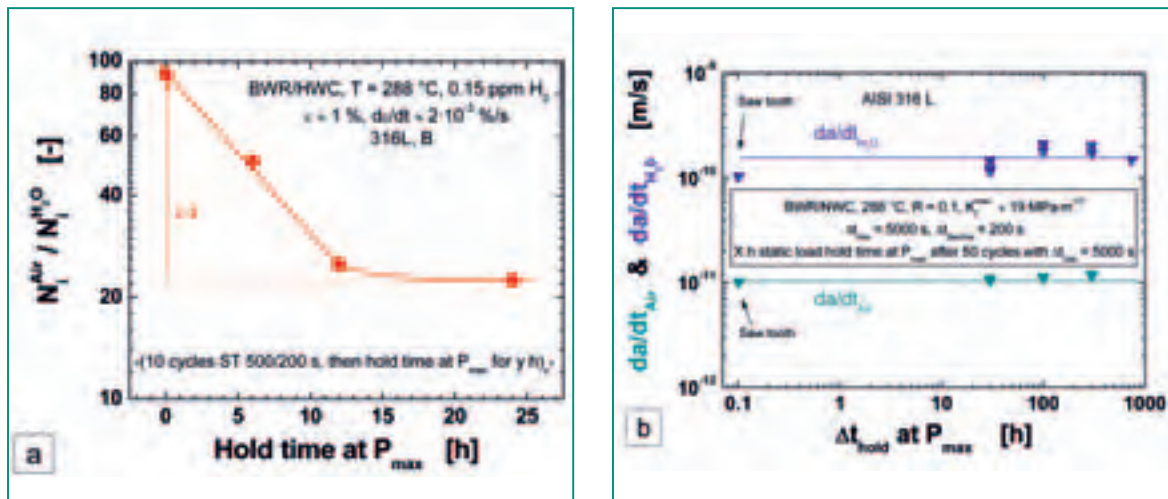


Figure 2: Effect of static load hold time on environmental reduction of genuine fatigue initiation life in a 316L stainless steel in BWR/HWC environment (a) and on environmental acceleration of long fatigue crack growth (b) in BWR/NWC environment.

the current US NRC regulatory guide 1.207 seems to be adequate from this point of view. Saw tooth loading usually gives an upper bound for environmental effects on corrosion fatigue initiation (& crack growth) at low (HWC, PWR) and high ECPs (NWC), if SCC contributions are separated in the later case.

3.2. Sub-project II – SCC in Dissimilar Metal Welds

3.2.1. Fabrication of NDT Test Bodies with Realistic SCC Cracks

In recent years several SCC cracking incidents occurred in dissimilar metal welds (DMWs) in BWRs and PWRs, which seriously challenged the integrity of the primary coolant circuit in some cases. The detection and, in particular, sizing of such SCC defects in DMWs by current non-destructive testing (NDT) methods are both subjected to relevant uncertainties and errors. The goal of this sub-project is to generate NDT test bodies with different realistic SCC crack configurations, which can be used to systematically evaluate the limitations of different ultrasonic and eddy current testing methods (UT & ECT). The SCC cracks in the test bodies are characterized by a special high resolution mechanized UT immersion technique at ALSTOM in Switzerland. Neutron radiography and tomography at PSI SINQ and x-ray tomography at EMPA are also considered for further characterization. With the PSI test bodies as in-kind contribution, a Swiss consortium of ENSI, PSI, ALSTOM and SVTI was accepted as a member in the international PARENT program,

which is dealing with the assessment and quantification of established and new emerging NDE techniques to detect and assess flaws in DMWs. This multinational program is lead by the US NRC and includes regulators, industrial groups and research institutions and will start in 2011.

This year four test bodies were produced in very time-consuming tests, which contain either a mechanical air fatigue crack, a BWR/NWC SCC crack and a primary PWR SCC crack in the middle of the bulk Alloy 182 weld metal. The cracks in the specimens are currently characterized by ALSTOM by a non-standard technique. Here the material is scanned in an ultrasonic transmission mode with strongly focused 10 MHz longitudinal waves (Figure 3a), whereby the transmitter and receiver are offset by a 45 ° angle. The resulting UT picture is 45 ° projection of the unbiased crack depth on the corresponding specimen surface. Figure 3b exemplarily shows the result of such a scan of the specimen with a PWR SCC crack. The estimated surface crack length by the UT technique correlates very well with the optical measurements in the stereo microscope. The non-corrected DCPD predicts, on the other hand, a mean crack depth, which is ~50 % lower than the UT predictions. It is very well known that the DCPD significantly underestimates the crack depth in these bimetallic Alloy 182 welds. One of these specimens will be broken open by air fatigue for the verification of this UT technique. All specimens will also be characterized by standard UT techniques, which are used for the periodic in-service inspection in the field. Because of the bad UT transmission of the weld metal, it is expected that a reliable

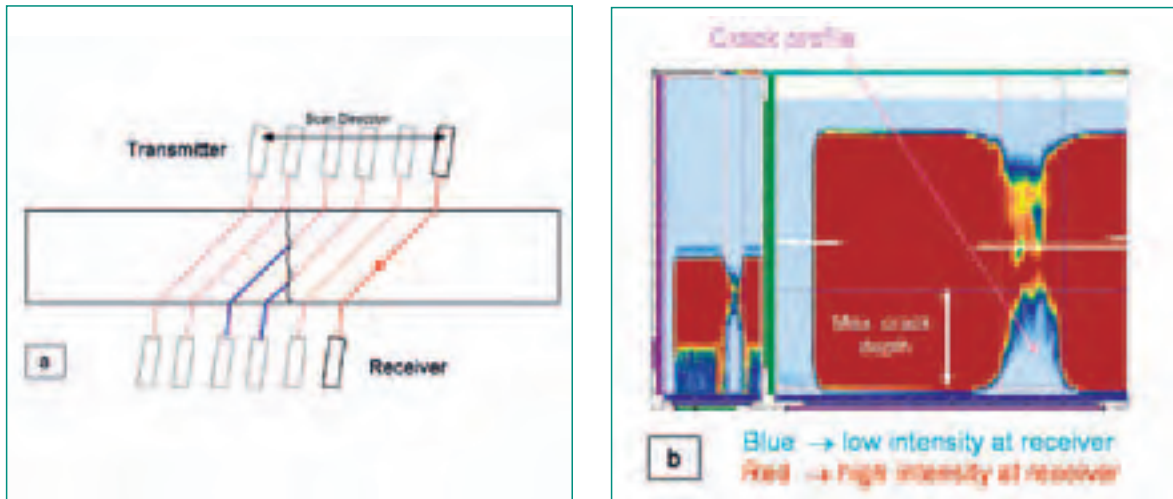


Figure 3: Schematic of applied UT transmission technique for characterization of crack profile (a) and resulting UT picture of PWR SCC crack in DMW specimen (b).

sizing will hardly be possible. The next three test bodies will contain a PWR SCC crack in the weld butter/bulk metal interface and a very short and deep BWR/NWC SCC crack in the bulk weld metal with a crack depth of 10 % and 80 % of WT.

3.2.2. SCC Crack Growth Behaviour in the Alloy 182-RPV Transition Region

The recent SCC incidents in control rod drive mechanisms and core shroud support welds in Japanese BWRs represent a serious safety concern. In these highly constrained welds with very high residual stresses, the stress intensity factors of SCC cracks with crack-tips in the interface region between the weld metal and adjacent low-alloy RPV steel can reach high values of up to 50 to 90 MPa·m^{1/2}. Under these conditions, the possibility of fast SCC into the RPV in BWR/NWC environment cannot be excluded, in particular in high-sulphur RPV steels. The goal of this sub-project is thus to characterize the SCC crack growth perpendicular to the interface region between the Alloy 182 weld metal and adjacent RPV steel in BWR environment in the high K_I region and to quantify the thresholds for K_I and chloride content for fast SCC crack growth into the RPV steel. This project is performed in collaboration with the Tohoku University and JNES.

The current status is summarized in Figure 4a and contains also similar results of TEPCO for comparison reasons [6]. Under highly oxidizing BWR/NWC conditions, 3 ppb of chloride are sufficient to induce fast SCC into the adjacent low-alloy RPV steel at K_I-levels ≥ 60 MPa·m^{1/2} with crack growth rates in the range of several

cm per year! Similarly, 5 to 10 ppb of chloride can result in fast SCC into the adjacent RPV steel down to low K_I-levels of at least 30 MPa·m^{1/2}. Based on our previous investigations with homogenous low-alloy steel specimens, a significantly higher chloride tolerance might be expected for low ECPs (Figure 4b). The mitigation effect of HWC will therefore be investigated for the high K_I-range ≥ 60 MPa·m^{1/2}. A preliminary experiment under primary PWR conditions indicates that a SCC crack might grow into the heat-affected zone of the RPV steel in this high K_I-range in chloride-free environment, although with a much smaller rate.

3.3. Sub-project III – Basic Studies on SCC Initiation

3.3.1. Effect of Chloride on SICC Initiation and Crack Growth

The main focus of the experimental work this year was placed on the evaluation of the effect of chloride on the strain-induced corrosion cracking (SICC) initiation and subsequent crack growth in low-alloy steels. This work is part of a collaboration with the Tohoku University, where the mechanism of the tremendous effect of chloride on SCC in low-alloy steels shall be clarified. For these reasons several slow strain tests with v-notched high-sulphur low-alloy steel (SA 533 B Cl. 1, 0.018 % S) specimens at a strain rate of 1E-7 s⁻¹ were performed in simulated BWR NWC (2 ppm O₂, ECP = +150 mV_{SHE}) and HWC (0.15 ppm H₂, ECP = -550 mV_{SHE}) environment with the addition of different concentration levels

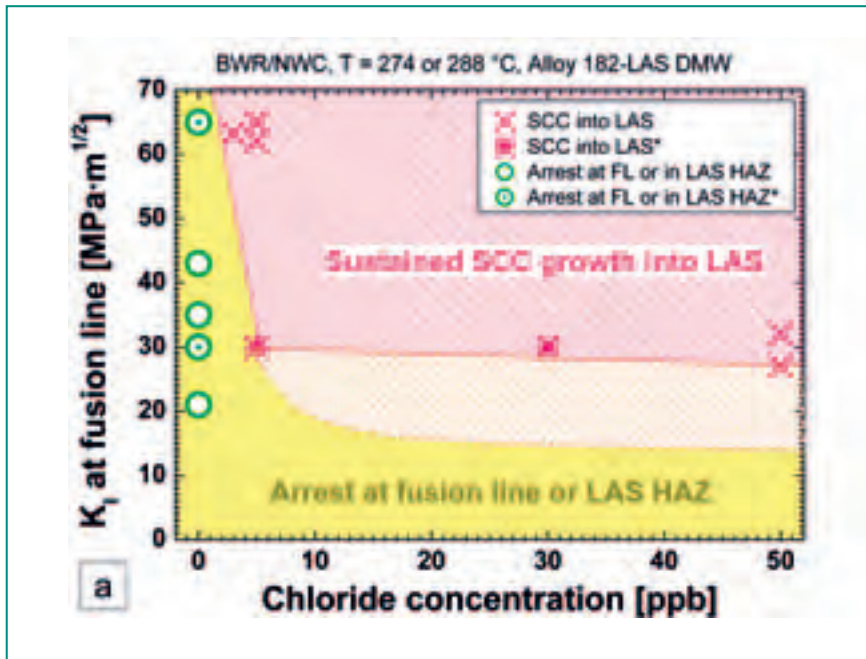
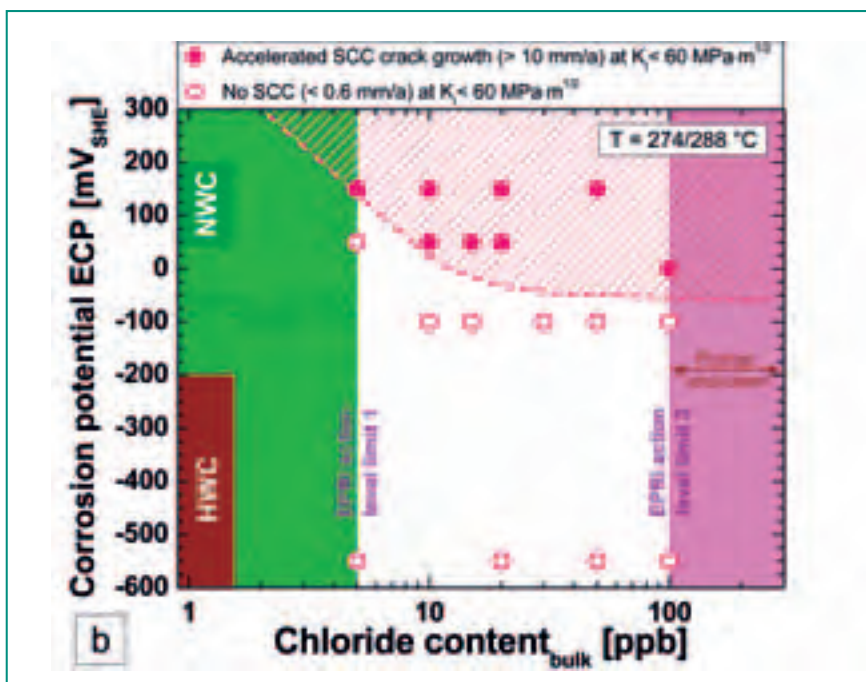


Figure 4: Critical conditions for fast SCC into the adjacent RPV steel in BWR/NWC environment in DMWs (a). Critical combinations of ECP and chloride concentration for fast SCC in homogenous low-alloy steels specimens at K_I -levels < 60 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$.



of chloride. The SICC initiation was detected by the electrochemical potential noise technique. In chloride containing BWR NWC environment (5 to 100 ppb), SICC initiation occurred briefly after the onset of plastic yielding and at much smaller nominal strains than in high-purity water (Figure 5a). The initiation strains were similar for 5, 7 and 10 ppb of chloride and only slightly higher than for 100 ppb chloride. In HWC environment with 200 ppb chloride, on the other hand, no SICC was detected by electrochemical noise (EN) up

to very high strains close to the elongation at fracture. These preliminary results clearly show the tremendous effect of very small amounts of chloride on the SICC initiation process in low-alloy steels in highly oxidizing BWR NWC environment and the much higher chloride tolerance in HWC environment at low ECPs. On the other hand, the chloride had very little effect on the subsequent SICC crack growth rates (Figure 5b), which were all in the range of the high-sulphur line of the Ford & Andresen model. All these results are consistent with

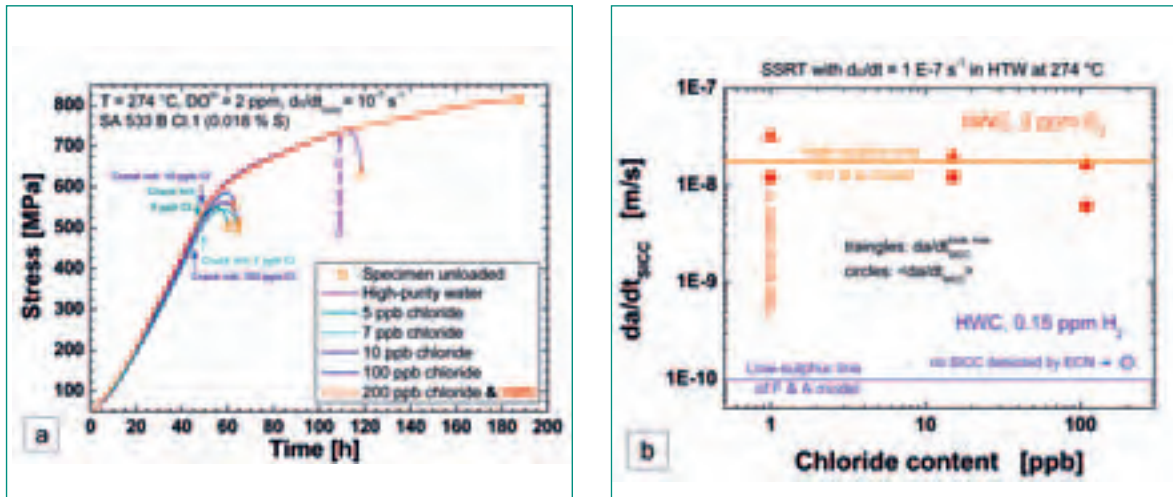


Figure 5: Effect of chloride on SICC initiation (a) and subsequent SICC crack growth rate (b).

previous observations with slow rising load experiments with pre-cracked specimens [7].

Further SSRT experiments with low- and high-sulphur low-alloy steels under simulated bulk and crack-tip environment conditions with in-situ electrochemical noise, DCPD and contact electric resistance (CER) measurements are planned within this collaboration. Further investigations (e.g., repassivation experiments with the scratch technique, micro-sampling of the crack-tip electrolyte, metallographic and chemical post-test evaluations) will complete this program.

3.3.2. Evaluation of EN during SCC Initiation by a Novel Micro-Electrochemical Approach

The main goal of this PhD thesis work is to achieve a basic understanding of the EN of intergranular (IG) SCC initiation in stainless steels on a microstructural level and to identify noise pattern on a macroscopic level that can be correlated with the onset of SCC. An unique, combined micro- and macro-electrochemical experimental approach is selected to identify and isolate the relevant microscopic sources that contribute to the macroscopic EN signal during the SCC process. On one side, the macroscopic noise signals during SCC initiation and general corrosion on a macroscopic heterogeneous surface are investigated at PSI. On the other side single noise sources, which generate macroscopic EN are identified and electrochemically characterized by the use of micro-electrochemical techniques at EMPA.

After a big experimental effort, an environment system was finally found, which is sufficiently aggressive to initiate IG SCC in micro-capillary tests and mild enough to avoid pitting, intergranular and crevice corrosion in the

macroscopic experiments. As a highlight, IG SCC on an individual sensitized grain boundary was the first time detected by electrochemical micro-capillary tests worldwide. The observed current and potential transients, which are related to individual passive film rupture, anodic dissolution and repassivation events, confirm the intermittent crack growth process by the slip dissolution mechanism. Based on these investigations, the macroscopic EN of IG SCC can be explained in a semi-quantitative manner. In the remaining last year of the thesis, further systematic micro- and macroscopic tests are planned in the new environment system, although not to that extent as originally planned.

4. National Collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level directly takes place in the Swiss nuclear community and in the ETH domain (2 PhD thesis's, Laboratory for Nanometallurgy of ETHZ, Corrosion and Materials Integrity Laboratory of EMPA). A Swiss consortium for the PARENT program involving ENSI, PSI, ALSTOM and SVTI was established in 2010. Close thematic links exist to the ENSI project NORA (SCC mitigation by NobleChem™) and to the *swissnuclear* project PLIM and a related CCMX MERU project, which both are dealing with thermal fatigue in air. ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project status and semi-annual project meetings. An expertise consisting of a critical review and evaluation of the «Catalogue on Ageing Mechanism» (basic document of the Ageing Manage-

ment Programme of the Swiss utilities) was prepared for ENSI with the final presentation in January 2010. Furthermore, the project leader of KORA-II was involved as topic leader for the Section «Nuclear Materials and Water Chemistry» and lecturer on «Material Ageing» in the organization of the bi-annual *swissnuclear*-PSI Education Course on «Nuclear Technology», which took place the first time from January to April 2010 with 42 participants.

5. International Collaborations

As active members of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON) as well as of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC) we are staying in very close contact with the international scientific and industrial community in this field. Our own research activities are discussed and co-ordinated within these groups.

As an associate member in the Network for Excellence for Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE) we are currently involved in the preparation on a white paper and two project proposals on SCC initiation, which shall be submitted to the NULIFE End User Group («MICRIN») and to the next call in 7th EU-framework program («CORINI») in April 2011.

In the field of SCC of DMWs and chloride effects on SCC in low-alloy steel, there is a collaboration between PSI and the renowned Fracture and Reliability Research Institute of the Tohoku University in Sendai/Japan, which was extended in 2010 by the participation of PSI in a large Japanese research program on that topic under the auspice of the Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES). Furthermore, the Swiss consortium was accepted in 2010 as a full member of the new international PARENT program (2011-13), which is dealing with NDT of SCC in DMWs.

In the field of SCC detection by EN, the collaboration with the Chair for Surface Science and Corrosion of the Department of Materials Science of the Friedrich-Alexander University of Erlangen-Nuremberg and the Ingenieurbüro Peter Schrems from Germany is continuing.

Within a small collaboration with the Electric Power Research Institute (EPRI) in the USA, we are supporting as reviewers and consultants the revision of the BWR-

VIP-60 SCC disposition lines and the development of a BWR Codes Case for LAS, which is related to Section XI of the ASME BPV Code. The underlying basic document for revision of BWRVIP-60 was prepared with substantial support from PSI and is largely based on PSI's work in this field. The revised draft report is currently still under the final review process. PSI is also following and contributing to the new Environmental Assisted Fatigue (EAF) Expert Panel of EPRI.

6. Assessment of 2010 and Perspectives for 2011

6.1. Assessment of 2010

The overwhelming part of the project goals and milestones for the second project year has been achieved and the project is on track. The PhD thesis of M. Ramesh was successfully terminated. The optimization and pre-tests with the TMF facility took more time than originally planned, but this delay is regarded as uncritical, since all major goals can be achieved until the end of the KORA-II project. The project generates results, which are of direct and practical use for the regulatory work and its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI.

6.2. Perspectives for 2011

The project can proceed as planned and described in the time schedules of the individual sub-projects in the KORA-II project proposal [3] and as discussed and agreed with ENSI in the semi-annual project meetings. Major milestones for the next year are the successful termination of the project and of the PhD thesis of M. Breimesser by the end of 2011 and January 2012, respectively, the final KORA-II report by the end of March 2012, the production of several journal papers from the individual sub-projects, as well as the preparation for a new PhD thesis on SCC initiation in austenitic alloys. A follow-up project is already in discussion with ENSI and will involve as key elements environmental effects on fatigue in austenitic alloys, the ongoing international activities on SCC and NDT of DMWs as well as the planned new PhD thesis on SCC initiation. The portfolio will eventually be extended by potential environmental effects on rapid fracture.

7. Publications

Publications in Scientific Journals and Books

- *S. Ritter, F. Huet, and R.A. Cottis*, «Guideline for an Assessment of Electrochemical Noise Measurement Devices», *Materials and Corrosion*, 2010, accepted for publication (DOI: 10.1002/maco.201005839).
- *M. Ramesh, H.J. Leber, K.G.F Janssens, M. Diener, R. Spolenak*, «Thermomechanical and Isothermal Fatigue Behavior of 347 and 316L Austenitic Stainless Tube and Pipe Steels», *International Journal of Fatigue*, Vol. 33, 2011, pp. 683–691. .
- «Corrosion Monitoring in Nuclear Systems – Research and Applications», Editors: *S. Ritter and A. Molander*, EFC Publications, Vol. No. 56, Maney Publishing: Leeds, UK, 2010.
- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Detection of Stress Corrosion Cracking in a Simulated BWR Environment by Combined Electrochemical Potential Noise and Direct Current Potential Drop Measurements», in: *Corrosion Monitoring in Nuclear Systems: Research and Applications*, Editors: *S. Ritter and A. Molander*, EFC Publications, No. 56, Maney Publishing: London, UK, pp. 46–62, 2010.
- *H.-P. Seifert, J. Hickling, and D. Lister*, «Corrosion and Environmentally Assisted Cracking of Carbon and Low-Alloy Steels», in: *Comprehensive Nuclear Materials*, Section 81, pp. 81-1 to 81-37, Editors: *R. Konings, T. Allen*, Elsevier, Oxford, UK, 2010.

PhD Thesis's

- *M. Ramesh*, «Thermomechanical Fatigue Behavior of Austenitic Stainless Tube and Pipe Steels under Light Water Reactor Relevant Temperature Conditions and Associated Microstructural Evolution», DISS. ETH Nr. 19137, ETH Zurich, Switzerland, June 2010.

Conference Proceedings

- *H.P. Seifert and S. Ritter*, «Special Tutorial Session on EAC of Carbon & Low-Alloy Steel – Mechanistic Knowledge», in: *Annual Meeting of the International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials*, Paper No. T03 (CD-ROM), Jeju Island, Korea, April 11–16, 2010.
- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Special Tutorial Session on EAC of Carbon & Low-Alloy Steel – Experimental Background Knowledge», in: *Annual Meeting of the International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials*, Paper No. T02 (CD-ROM), Jeju Island, Korea, April 11–16, 2010.

- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Effect of Dissolved Hydrogen on the EN of SS in Simulated BWR Environment», in: *Annual Meeting of the European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials*, Paper No. WG2-5 (CD-ROM), Erlangen, Germany, May 25–26, 2010.
- *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert, T. Suter, and S. Virtanen*, «EN and Micro-Capillary Measurements at Room Temperature – an Update», in: *Annual Meeting of the European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials*, Paper No. WG1-4 (CD-ROM), Erlangen, Germany, May 25–26, 2010.
- *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert, T. Suter, and S. Virtanen*, «Electrochemical Noise of SCC in Austenitic Stainless Steels: A Combined Macro- and Microchemical Approach», in: *EUROCORR 2010*, EFC, Paper No. E17 (CD-ROM), Moscow, Russia, September 12–16, 2010.
- *S. Ritter, H.P. Seifert, and H.J. Leber*, «The Environmentally-Assisted Cracking Behaviour in the Transition Region of Nickel-Base Alloy/Low-Alloy Steel Dissimilar Metal Weld Joints under Simulated BWR Conditions», in: *Fontevraud 7, SFEN*, Paper No. A085-T04 (CD-ROM), Avignon, France, September 26–30, 2010.
- *H.J. Leber, S. Ritter, and H.P. Seifert*, «Corrosion Fatigue Initiation Behaviour of Wrought Austenitic Stainless Pipe Steels under Simulated BWR/HWC and PWR Conditions», in: *Fontevraud 7, SFEN*, Paper No. A082-T03 (CD-ROM), Avignon, France, September 26–30, 2010.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, and H.J. Leber*, «Environmentally-Assisted Cracking Behaviour in the Transition Region of Alloy 182/Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steel Dissimilar Metal Weld Joints in Simulated Boiling Water Reactor Normal Water Chemistry Environment», in: *36th MPA-Seminar*, Paper No. 31, Stuttgart, Germany, October 7–8, 2010.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, and P. Scott*, «Environmentally-Assisted Cracking of Carbon & Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», in: *Quantitative Micro-Nano (QMN) Approach to Predicting SCC of Fe-Cr-Ni Alloys, Phenomenology Session*, (CD-ROM), Sun Valley Resort, Idaho, USA, June 13–18, 2010.

8. References

- [1] *Strategiepapier* «Regulatorische Sicherheitsforschung der HSK», HSK-AN-6536, April 2008.
- [2] *H.P. Seifert*, «Research in the Field of Plant Lifetime Management of Primary Pressure Boundary Com-

- ponents of LWR», PSI-AN-43-06-02, February 26, 2006.
- [3] *H.P. Seifert, H. Leber, S. Ritter*, «Projektantrag KO-RA-II zu Handen der ENSI», PSI AN-46-09-02, January 19, 2009.
- [4] *M. Ramesh*, «Thermomechanical Fatigue Behavior of Austenitic Stainless Tube and Pipe Steels under Light Water Reactor Relevant Temperature Conditions and Associated Microstructural Evolution», DISS. ETH Nr. 19137, ETH Zurich, Switzerland, June 2010.
- [5] *H.P. Seifert and S. Ritter*, «Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials – Final Report of the KORA-I Project», PSI Report No. 09-03, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, Switzerland, March 2009.
- [6] *K. Kumagai et al.*, «Effects of K and anion impurity concentration on crack growth kinetics near alloy 182/A533B weld overlay boundaries in BWRs», in 14th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Virginia Beach, Virginia, USA, August 23–27, 2009.
- [7] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Effect of Chloride on EAC in LAS in High-Temperature Water», 2008 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, CD-ROM, Båstad, Sweden, April 20–25, 2008.

NORA

Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Author und Co-author(s)	S. Ritter, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-Leopold
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 29 83, stefan.ritter@psi.ch, www.psi.ch und http://lnm.web.psi.ch/
Duration of project	January 1, 2010 to June 30, 2013

ABSTRACT

NobleChem™ is a technology developed by General Electric (nowadays GE-Hitachi) to reduce stress corrosion cracking (SCC) in reactor internals and recirculation pipes of boiling water reactors (BWRs) while preventing the negative side effects of classical hydrogen water chemistry. Noble metals (Pt, Rh) acting as electrocatalysts for the recombination of O₂ and H₂O₂ with H₂ to H₂O and thus reducing the corrosion potential more efficiently are injected into the feed water during reactor shut-down (classical method) or on-line during power operation. They are claimed to deposit as very fine metallic particles on all water-wetted surfaces including the most critical regions inside existing cracks and to stay electrocatalytic over long periods of time. The effectiveness of this technology in plants remains still to be demonstrated. Based on highly credible laboratory experiments down to the sub-ppb Pt concentration range, SCC mitigation may be expected, provided that a stoichiometric excess

of H₂ and a sufficient surface coverage with very fine Pt particles exist simultaneously at the critical locations [1]. Very little is known about the deposition and (re-)distribution behaviour of the Pt in the reactor.

For the validation of this technique the research project NORA (noble metal deposition behaviour in BWRs) has been started at PSI with two main objectives: (i) to gain phenomenological insights and a better basic understanding of the Pt distribution and deposition behaviour in BWRs; (ii) to develop and qualify a non-destructive technique to characterise the size and distribution of the Pt particles and its local concentration on reactor components.

The project has been started successfully. Literature on the NobleChem™ technology and plant data has been collected and studied, specimens and specimen holders have been manufactured and installed into nuclear power plant Leibstadt and a high-temperature water loop has been designed, constructed and commissioned.

1. Introduction

Boiling water reactors (BWRs) are operated with neutral high-purity water. Because of the radiolysis of the reactor coolant in the core and the limited volatility of H_2O_2 , the water contains a stoichiometric excess of O_2 and H_2O_2 over H_2 . Therefore, under normal water chemistry (NWC) conditions, the reactor water is highly oxidising; this is reflected by the high electrochemical corrosion potentials (ECPs) of the structural materials from +100 to +250 mV_{SHE}. This oxidising environment has caused numerous corrosion problems in BWR plants. Intergranular stress corrosion cracking (SCC) in corrosion-resistant stainless steel and nickel-base alloy components of the primary circuit led to tremendous capacity losses in BWR plants worldwide during the last three decades and in some cases even challenged the integrity of the primary coolant circuit [2, 3].

From early laboratory studies it was clear that the SCC susceptibility and growth rates can be relevantly reduced by lowering the ECP of these steels, e.g., by the injection of H_2 into the feed water (hydrogen water chemistry, HWC), which recombines with O_2 and H_2O_2 to H_2O [4–6]. This method was first introduced in the early eighties [7, 8].

To overcome several disadvantages of the classical HWC (e.g., high feed water H_2 contents and increase of the operating and shut-down main steam line dose rates), the NobleChem™ technology has been developed by General Electric (GE) [9]. In this method, very dilute noble metal compounds (concentration of Pt from 20 ppb down to some ppt), usually a mixture of $\text{Na}_2\text{Pt}(\text{OH})_6$ or $\text{Na}_3\text{Rh}(\text{NO}_2)_6$ in aqueous solution, are injected into the feed water where they quickly decompose [10]. Very fine noble metal particles are formed and are able to deposit on the water-wetted surfaces of the different structural materials [10]. The noble metals very efficiently electrocatalyse the recombination of H_2 with O_2 and H_2O_2 on the metal surface by providing surface sites, on which the H_2 and O_2 can dissociatively adsorb and readily undergo electron exchange reactions. Because the consumption of O_2 (and H_2O_2) by the Pt particles on the steel surface through recombination with H_2 to H_2O is much faster than the diffusion of O_2 through the stagnant boundary layer, the surface oxidant concentration is reduced to virtually zero if a near-stoichiometric concentration of H_2 is available (H_2/O_2 molar ratio of 2) in the local bulk environment. With NobleChem™ all BWR locations with stoichiometric excess of H_2 and a sufficient Pt coverage of the surface are able to reach low

ECPs < -450 mV_{SHE} with a low feed water H_2 content with minimal negative impact on BWR plant operation. Two different methods of noble metal addition were applied so far. The classical NobleChem™ application takes place during shut down of the plant in the temperature range between 115 and 148 °C, well below the operating temperature of a BWR (274–288 °C). In the current process, Pt/Rh salts are reduced to noble metal particles for approximately 48 h during which no electric power can be produced, with associated economic losses. Therefore, a modified process, On-Line NobleChem™ (OLNC), was developed to inject a lower concentration of the noble metal salts while the reactor is operating [11]. The OLNC process uses only $\text{Na}_2\text{Pt}(\text{OH})_6$, which is injected into the feed water under plant operating temperatures and pressures, and recirculation flow preferably greater than 100 %. Advantages of the OLNC are savings of up to 60 h of critical path time, the ability to re-apply at any time as needed, as well as a lower Pt inventory and better surface coverage, particularly in the cracks.

OLNC was first applied in 2005 in nuclear power plant Mühleberg, Switzerland (KKM). Meanwhile nuclear power plant Leibstadt, Switzerland (KKL) and six further BWR plants [12] employ OLNC. It is expected that the number of nuclear power plants applying OLNC will significantly increase because of the advantages of this technology.

2. Structure and goals of the NORA project

For the validation of the NobleChem™ technology the current project should deliver important input. Therefore, the two main objectives of this project are to gain phenomenological insights and a better basic understanding of the Pt distribution and deposition behaviour in BWRs, as well as the development and qualification of a non-destructive technique to characterise the size and distribution of the Pt particles and its local concentration on reactor components. The special emphasis of this project is put on these two aspects. Furthermore, available plant data from OLNC applications in KKM and KKL will be collected, evaluated and also used as input to the current research work. The technical background and the objectives of the project are described in more detail in the NORA project proposal [13].

The project is performed as a joint programme of ENSI, PSI and the Swiss utilities KKL and KKM. The project

Sub-project	Subject	Share
SP 1	Experimental evaluation of the Pt deposition behaviour under simulated BWR conditions and in a BWR	Approx. 50 %
SP 2	Development of a non-destructive characterisation method for Pt deposits on reactor components and chemical/microscopic analytics	Approx. 50 %

Table 1: Subjects and share of the two sub-projects of NORA.

consists of two sub-projects (Table 1), experimental (sub-project 1) and analytical work (sub-project 2), which will be covered by two very closely interacting Post-Docs. The Post-Docs will be supported by scientific specialists and technical staff from the Laboratory for Nuclear Materials (LNM) and Hot Laboratory Division (AHL) at PSI (Component Safety (BTS), Isotope and Elemental Analysis (IEA) and Nuclear Fuels (NF) groups). NORA is planned as a 3.5 years project. KKL and KKM provide relevant in-kind contributions (e.g., by granting access to information and the possibility to expose flat and cracked specimens in KKL's mitigation monitoring system and reactor water sample line).

The first year of the project mainly contained the collection and study of the NobleChem™ literature and plant data, construction work of the experimental set-up and preparation/installation of specimens/specimen holders. In the following chapter the project is introduced in more detail and the work carried out is briefly described.

3. Details of the NORA project and work carried out

There are several aspects which are probably relevant for the Pt distribution and deposition behaviour on the water-wetted steel surfaces in a BWR. Some of these points of interest are: amount, concentration and injection rate of the Pt injected into the feed water; flow velocity of the water on the Pt treated steel surfaces; temperature of the feed and reactor water; redistribution behaviour of the Pt particles; concentration of iron-particles/crud in the feed and reactor water; surface condition of the steel (roughness, oxide layer, etc.); penetration depth

of Pt into cracks as a function of crack opening, crack path (intergranular vs. transgranular) and flow rate; etc. To systematically study at least some of these aspects a high-temperature water loop facility for Pt deposition experiments has been constructed. Additionally some specimens will also be exposed to the reactor water in KKL before, during and after NobleChem™ applications. All specimens will finally be analysed and evaluated at PSI. By using the experience gathered from these experiments, a non-destructive technique to characterise the size and distribution of the Pt particles and its local concentration on reactor components should be developed and qualified. In the following sub-chapters the material and the planned experimental and development work, as well as the work performed in the corresponding areas are described.

3.1. Material and specimens

For the investigation of the Pt deposition behaviour a type 304L stainless steel (UNS S30403) of an original pipe from a nuclear power plant was chosen. At a later stage also Ni-base alloys and low-alloy steel might be used for the experiments. The chemical composition of the stainless steel is shown in Table 2. During the first phase of the project flat specimens (coupons in different shapes and sizes) with a well-defined surface roughness will be used. The specimens will either be pre-oxidised in NWC or HWC environment or used in the «as received» state. Towards the second half of the project it is also planned to investigate the Pt deposition behaviour on specimens with existing cracks (pre-cracked by fatigue in air, pre-cracked by SCC in autoclaves under BWR/NWC and/or BWR/HWC).

AISI	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	Co	Cu	N	Nb	Ti
304L	0.024	0.35	1.49	0.026	0.005	17.9	0.247	10.00	0.088	0.305	0.0590	0.001	0.001

Table 2: Chemical composition of the AISI 304L stainless steel (UNS S30403) in wt.% (Fe = balance).

A first set of coupon specimens has been manufactured and characterised. Some of the specimens have been pre-oxidised under simulated BWR/HWC conditions (high-purity water, temperature = 275 °C, H₂ content = 150 ppb) for approx. 300 h in a high-temperature water loop at PSI.

3.2. Lab experiments in a high-temperature water loop

The Pt deposition and re-distribution behaviour on smooth surfaces and specimens with different kind of cracks will be systematically investigated in a high-temperature water loop facility. The experimental set-up is shown in Figure 1. After the tests, the Pt particle surface loading, size and distribution will be investigated by several methods (see sub-chapters 3.4.1. and 3.4.2.). BWR conditions will be simulated with high-purity, hydrogenated (HWC) or oxygenated (NWC) water at temperatures of 200 to 288 °C and at a pressure of 90 bar. For HWC conditions, different H₂ contents and mixtures of H₂ and O₂ will be adjusted (usually a stoichiometric excess of H₂ will be maintained). Specimens for Pt deposition experiments will be placed in the autoclave or in two special specimen holders after or in parallel to the



Figure 2: Photographs of the high-temperature water loop facility.

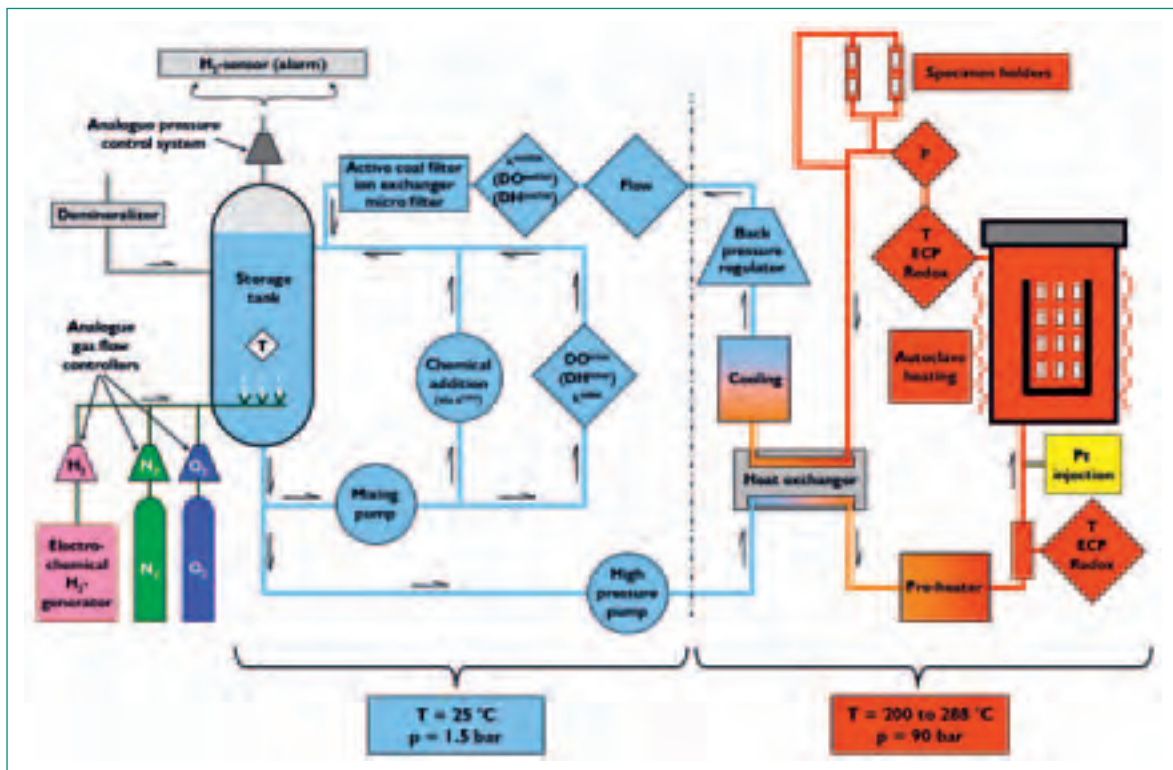


Figure 1: Schematic of the high-temperature water loop facility used for the Pt deposition experiments.

autoclave. In these holders specimens can be removed or installed during an experiment. The Pt containing solution ($\text{Na}_2\text{Pt}(\text{OH})_6$) will be injected into the high-temperature water by a high-pressure dosing pump. The ECP of the specimens and redox potentials will be measured by use of external Cu/Cu₂O ZrO₂-membrane reference electrodes before the Pt injection point and in the autoclave. During the experiments all environmental parameters at inlet and outlet (dissolved oxygen, dissolved hydrogen, κ , T, p, flow rate, etc.) will be recorded continuously. The Pt concentration and other ionic impurities of the water (inlet and outlet) will be analysed at different locations in the loop by Inductively Coupled Plasma-Atomic Emission Spectroscopy (ICP-AES), Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (ICP-MS) and Ion Chromatography (IC).

The high-temperature water loop and specimen holders have been designed and constructed. Three test-runs have been performed and the loop has been further optimised. Figure 2 shows two photographs of the facility.

3.3. Exposure of specimens at KKL

To study the Pt deposition behaviour and to assess the effectiveness of the NobleChem™ technology under real plant conditions, specimens will be exposed at two locations in KKL during the next OLN applications. Several specimen holders with coupon specimens will be installed in the mitigation monitoring system, which is located in a bypass of the reactor water cleanup flow. In the mitigation monitoring system, specimen holders can be installed and removed also during reactor operation, e.g., to investigate the re-distribution behaviour of the Pt particles. Two further specimen holders, with different flow velocities of the reactor water at the surface of

the specimens, will be installed into the reactor water sample line. After certain periods of time, the specimens will be transferred to PSI and investigated as described below. The results of these investigations will also be compared to results of the lab experiments.

Six specimen holders for the mitigation monitoring system (Figure 3a) and two specimen holders for the reactor water sample line (Figure 3b) have been manufactured, loaded with specimens and installed into the corresponding locations at KKL during the revision 2010.

3.4. Analysis of the Pt deposition behaviour

Prior to the experiments the surface of the specimens will be characterised, e.g., by Field Emission Gun-Scanning Electron Microscopy (FEG-SEM). After the Pt exposure of the specimens (either in the loop at PSI or at KKL) all specimens will be investigated for Pt particle size, distribution and concentration in several ways. It is also intended to develop a non-destructive technique to assess the Pt distribution on components in a BWR. This technique should be characterised and verified with specimens from the lab and plant. The «replica technique» is regarded as most promising for this purpose. The analysis methods and the replica technique are described in the following sub-chapters.

3.4.1. Quantitative determination: LA-ICP-MS

For quantitative determination of the Pt deposition on the specimen surface a Laser Ablation-Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (LA-ICP-MS) device will be used. The possibilities of accessing almost 80 % of the elements in the periodic table, having the capability to conduct insitu local and bulk analysis with high

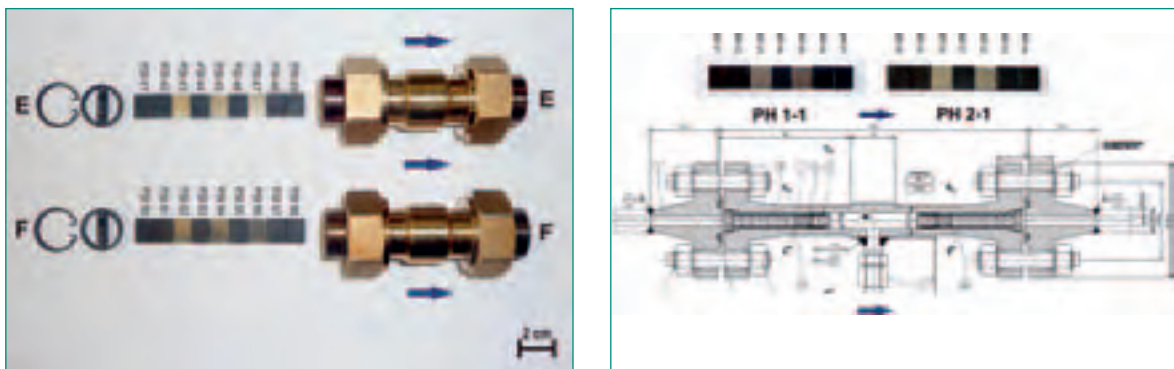


Figure 3: Photograph of specimens and two specimen holders for the mitigation monitoring system (a). Specimens and schematic of two specimen holders for the reactor water sample line (b).

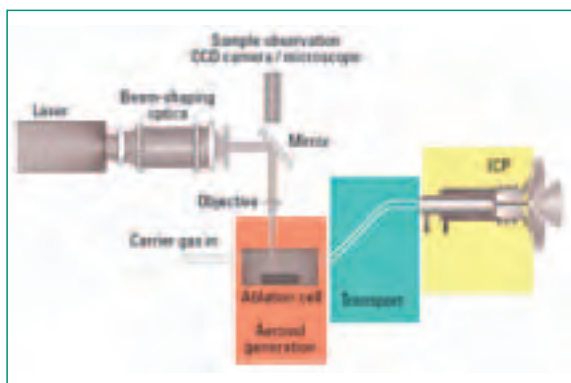


Figure 4: General schematic of a LA-ICP-MS system [18].

analytical throughput, minimal sample preparation, and performing quantitative analysis using calibration standards are major advantages of this technique.

Figure 4 shows the principal setup of most commercially available instrumentation for spatially resolved analysis on solid samples by LA-ICP-MS. The sample is irradiated by a pulsed, high-energy laser beam, which releases particles, atoms, electrons, and ions from the sample surface. This ablation is performed inside an airtight ablation chamber that is flushed with carrier gas to transport the aerosol to the ICP-MS system for detection. Depending on the laser wavelength, laser fluence, and sample material, the laser pulse removes material from a depth of 0.02–5 μm . Typically, a spot size of 5–100 μm can be achieved with Nd:YAG lasers operated in the frequency-quadrupled mode at a wavelength of 266 nm. The aerosol generated during the laser pulse is subsequently transported to the ICP torch where the particles are vaporised, atomised, and ionised in the plasma at temperatures between 5000 and 8000 K. The ions are separated according to their mass-to-charge-ratio by different types of mass spectrometers: quadrupole based systems with or without collision/reaction cell technology, double focusing sector field or time-of-flight mass spectrometers [14-16]. The shielded LA-ICP-MS system installed at PSI for the investigation of radioactive samples is described in detail in [17]. The detection limit of this LA-ICP-MS system was determined in investigations with reference materials (according to the 3σ criterion) as 0.003 nm Pt, which corresponds to a Pt surface loading of approx. 0.0064 $\mu\text{g}/\text{cm}^2$.

3.4.2. Microscopic determination: electron microscopy and single Pt particle analysis

The LA-ICP-MS method cannot provide single particle analysis. To know (i) the surface coverage of the particles, (ii) the size of individual Pt particles and (iii) their size

distribution the specimens have to be examined by other techniques. In the framework of this project it is foreseen to use high resolution FEG-SEM in order to verify the distribution of the single particles on the surface of the specimens. For size and chemical analysis of the individual Pt particles, Transmission Electron Microscopy (TEM) will be the only method, since the size of the Pt particles has shown to be in the range of a few nanometers [19].

After SEM examinations, the Pt particles will be transferred to the TEM using the replica technique. The schematic diagram in Figure 5 shows the different steps of the procedure. The surface of the sample is exposed to different environments. Once the Pt is injected into the loop, the Pt particles will deposit on the surface (Figure 5b). After removal of the sample from the loop, and following the SEM analysis, it is coated with a thin layer of plastic, such as cellulose acetate (Figure 5c). This plastic coating is allowed to slightly harden, the film is then removed from the metallic sample surface and the Pt particles will adhere to the plastic layer (Figure 5d). The side of the plastic coating in contact with the sample is then sputtered with a very thin layer of carbon, in the range of 10 nm (Figure 5e). Afterwards the plastic coating is dissolved in acetone (Figure 5f) and the carbon film collected on a TEM grid. This final carbon replica with Pt particles on it can be analysed by TEM.

Preliminary investigations at PSI revealed that this replica technique can be used for the Pt particles deposited on the test specimens obtained from the lab experiments and from the plant and it will be considered for the development of a non-destructive technique for the char-

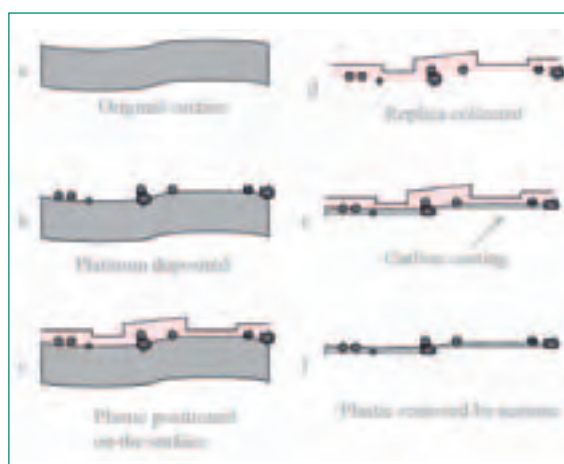


Figure 5: Principle of replica specimen preparation and its application to the Pt particle analysis; (a) original metal surface; (b) Pt deposition in the loop; (c) plastic replica coating; (d) plastic separated from the specimen; (e) carbon coating and (f) final dissolution of the plastic in acetone.

acterisation of the size and distribution of the Pt particles as well as its local concentration on reactor components.

4. National collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level takes place within the Swiss nuclear community. The NORA project consists of a consortium formed by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI, the nuclear power plants Mühleberg (KKM) and Leibstadt (KKL) and two laboratories (Lab for Nuclear Materials and Hot Lab Division) at PSI. The ENSI and all Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual ENSI-PSI project presentations. Additionally, semi-annual project steering committee meetings are held where ENSI, KKM, KKL and PSI are represented. Close collaboration exists also to the KORA-II project.

5. International collaborations

The involved groups and scientists at PSI are very well integrated in international research projects, networks and communities (e.g., International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC), European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON), Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC), etc.). Our research activities are presented and discussed within these groups. Within the 6th EU-framework program, the Component Safety group actively participates as an associate member in the Network of Excellence for Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE). PSI is also in close contact with GE Global Research Centre concerning the research on NobleChemTM.

6. Assessment of 2010 and perspectives for 2011

6.1. Assessment of 2010

The major part of the project goals and milestones for the first project year have been achieved and the project is on track. The literature survey, the development and construction work (high-temperature water loop, specimens, specimen holders for KKL and for the loop) cov-

ered the largest part of the project work in the first year. Several meetings were held (at KKL, KKM, GE Global Research Centre (USA), ENSI and PSI), specimen holders with specimens were installed at KKL, the experimental investigations were planned, a conference (NPC 2010) was attended and a second Post-Doc was recruited. Although some activities were already initiated before the start of the NORA project, there is a slight delay in some fields with regard to the very ambitious and optimistic time schedule in the project proposal [13]. This retardation was mainly caused by the delayed delivery of ordered components for the high-temperature water loop and an extended interview phase for the second Post-Doc. This delay is regarded as uncritical, since it is expected that the major goals can be achieved until the end of the NORA project.

6.2. Perspectives for 2011

During the second year the experimental investigations in the high-temperature water loop will start and first specimens from KKL will be investigated at PSI. First preliminary results can be expected here in 2011. The second Post-Doc will take up his work in February 2011 and the literature survey and NobleChemTM plant data evaluation will be finalised. The project can proceed as planned and described in the NORA project proposal [13] and as discussed and agreed with the ENSI in the semi-annual project steering committee meetings.

7. Publications

- S. Ritter, H.P. Seifert, I. Günther-Leopold, N. Kivel, S. Abolhassani-Dadras, and J. Bertsch, «Project Proposal: NORA (Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors)», AN-46-09-12, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, December 2009.
- S. Ritter, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Guenther-Leopold, and N. Kivel, «Investigation of the Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors – the NORA Project», in: Nuclear Plant Chemistry Conference 2010, Paper No. 4.09P (CD-ROM), Quebec City, Canada, October 3–7, 2010.
- S. Ritter, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Guenther-Leopold, and N. Kivel, «Investigation of Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors – the NORA Project», *PowerPlant Chemistry*, 2010, 12(11), pp. 628–635.

8. References

- [1] *P.L. Andresen, Y.J. Kim, T.P. Diaz, and S. Hettiarachchi*, «Online Catalytic Mitigation of SCC at Parts Per Trillion Level», in CORROSION 2008, NACE International, New Orleans, LA, USA, March 16–20, 2008.
- [2] *R. Kilian and A. Roth*, «Corrosion Behaviour of Reactor Coolant System Materials in Nuclear Power Plants», *Materials and Corrosion*, 2002, 53, pp. 727–739.
- [3] *R.M. Horn, P.L. Andresen, and J. Hickling*, «BWR Alloy 182 Stress Corrosion Cracking Experience», in: 5th Int. Symposium on Contribution of Materials Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors (Fontevraud 5), Fontevraud, France, September 23–27, 2002.
- [4] *K. Ishida, Y. Wada, M. Tachibana, H. Hosokawa, and M. Nakamura*, «Effects of Noble Metal Deposition Upon Corrosion Behavior of Structural Materials in Nuclear Power Plants, (I)», *Nuclear Science and Technology*, 2005, 42(9), pp. 799–808.
- [5] *Y.-J. Kim*, «Effect of Noble Metal Addition on Electrochemical Polarization Behaviour of H₂ Oxidation and O₂ Reduction on 304SS in High Temperature Water», in CORROSION 98, NACE International, San Diego, CA, USA, March 22–27, 1998.
- [6] *Y.J. Kim and P.L. Andresen*, «Transformation Kinetics of Oxide Formed on Noble Metal-Treated Type 304 Stainless Steel in 288 Degrees C Water», *Corrosion*, 2003, 59(6), pp. 511–519.
- [7] *Y. Wada, K. Ishida, N. Uetake, M. Nakamura, and K. Akamine*, «Characterization of Noble Metal Deposition on Type 304 Stainless Steel», in 10th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Lake Tahoe, NV, USA, August 6–10, 2001.
- [8] *R.L. Cowan, C.C. Lin, W.J. Marble, and C.P. Ruiz*, «Hydrogen Water Chemistry in BWRs», in 5th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE International, Houston, TX, USA, August, 1991.
- [9] *T.M. Angeliu, S. Hettiarachchi, Y.J. Kim, T.P. Diaz, and P.L. Andresen*, «Application of Catalytic Nanoparticles to High Temperature Water Systems to Reduce Stress Corrosion Cracking», in <http://www.patentvest.com/console/reports/docs/grant/06793883.html>, G.E. Co., Editor. 2004: USA.
- [10] *P.L. Andresen, Y.J. Kim, T.P. Diaz, and S. Hettiarachchi*, «Online NobleChem Mitigation of SCC», in 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.
- [11] *Y.-J. Kim, P.L. Andresen, S. Hettiarachchi, and T.P. Diaz*, «Effect of Variations in Noble Metal Chemical Addition Process on Electrochemical Catalytic Response in High Temperature Water», in 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Whistler, B.C., Canada, August 19–24, 2007.
- [12] *S. Hettiarachchi, R.M. Horn, Y.J. Kim, and P.L. Andresen*, «Electrochemical Corrosion Potential (ECP) Reduction and Crack Mitigation Experience with NobleChem and On-Line NobleChem», in 14th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Virginia Beach, USA, August 23–27, 2009.
- [13] *S. Ritter, H.P. Seifert, I. Günther-Leopold, N. Kivel, S. Abolhassani-Dadras, and J. Bertsch*, «Project Proposal: NORA (Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors)», PSI Aktennotiz AN-46-09-12, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, December 2009.
- [14] *D. Günther and B. Hattendorf*, «Solid Sample Analysis Using Laser Ablation Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry», *Trends Analytical Chemistry*, 2005, 24, pp. 255–265.
- [15] *H.E. Taylor*, «Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry, Practices and Techniques», San Diego: Academic Press, 2001.
- [16] *J.S. Becker*, «Inorganic Mass Spectrometry: Principles and Applications», Chichester: John Wiley & Sons, 2007.
- [17] *M. Guillong, P. Heimgartner, Z. Kopajtic, D. Günther, and I. Günther-Leopold*, «A Laser Ablation System for the Analysis of Radioactive Samples Using Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry», *J. Anal. At. Spectrom*, 2007, 22, pp. 399–402.
- [18] *B. Hattendorf, C. Latkoczy, and D. Günther*, «Laser Ablation-ICPMS», *Analytical Chemistry*, 2003, 75(15), pp. 341A–347A.
- [19] *D.B. Williams and C.B. Carter*, «Transmission Electron Microscopy: A Textbook for Materials Science, 2nd Ed.» New York: Springer, (760 p), 2009.

PISA

Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis

Author und Co-Author(s)	M. Niffenegger, H.P. Seifert, G. Qian, H. Leber, P. Fuchs and P. Simon
Institution	Paul Scherrer Institut, Laboratory for Nuclear Materials
Address	5232 Villigen
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 26 86, Markus.Niffenegger@psi.ch, www.psi.ch and http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_cs.html
Duration of project	January 1, 2009 to December 2011

ABSTRACT

The PSI-ENSI project PISA was launched in 2009 with the aim to improve the expertise in the field of Reactor Pressure Vessel (RPV) safety, to identify knowledge gaps in this field and to evaluate new advanced methods for RPV integrity and safety assessments. PISA includes the investigation of new methods for the non-destructive detection of neutron embrittlement (Subproject I, 40 %), the state-of-the-art of RPV integrity analysis (Subproject II, 20 %) and the complementing of deterministic integrity assessment by probabilistic methods (Subproject III, 40 %) [1]. The major goals of the project are to identify existing knowledge gaps and needs for further research concerning RPV safety as well as to gather the expertise in this field with respect to a safe plant lifetime extension of Swiss Nuclear Power Plants (NPPs). The project is clearly focussed on the prediction and monitoring of material embrittlement and on structural and fracture mechanics simulations. The main results achieved within the report period 2010 are:

- Better accuracy and repeatability of Thermolectric Power (TEP) method.
- The influence of plastic deformation on the Seebeck coefficient (\bar{K}) of 15NiCuMoNb5 (WB36) could be quantified.

- The application of the TEP-method to the analysis of WB36 has demonstrated the sensitivity of \bar{K} to heat treatment, whereas only small changes of the Vickers hardness and Charpy energy were observed.
- The Thermo Electric Power Method (TEP) was used to predict the shift of the ductile-to-brittle transition zone of RPV material of a Swiss NPP.
- The literature research focussed on embrittlement issues and assessment methods allowed the identification of knowledge gaps and relevant research topics.
- Probabilistic Fracture Mechanics (PFM) codes (VISA-II and FAVOR) were successfully applied to study the conditional probabilities of crack initiation and failure.
- A sensitivity study showed the influence of several governing parameters (Cu and Ni content, crack depth, aspect ratio and transient type) on the probability for crack initiation in a RPV.
- The European FITNET procedure was implemented in the probabilistic FAVOR code.

Valuable knowledge and expertise in the field of RPV safety assessment as well as important contacts to the leading scientist in this field were acquired and established within the project.

1. Introduction

The PSI-ENSI project PISA was launched in 2009 with the aim to improve the expertise in the field of Reactor Pressure Vessel (RPV) safety, to identify knowledge gaps in this field and to evaluate new advanced methods for RPV integrity and safety assessments [1]. The RPV, as one of the most important safety barriers of light water reactors, is exposed to neutron irradiation at elevated temperatures, which results in embrittlement of the RPV steel. The resulting decrease of the fracture toughness raises the probability of brittle failure due to, e.g. Pressurized Thermal Shocks (PTS). Sufficient margins against brittle failure have thus to be assured during the whole anticipated lifetime. In the context of plant lifetime extension, the assessment of the RPV integrity becomes an even more serious concern, since the existing irradiation material databases do not cover the expected high fluence conditions.

The project PISA is mainly dedicated to the investigation of new methods for the non-destructive detection of neutron embrittlement (Subproject I, 40 %), the state-of-the-art of RPV integrity analysis (Subproject II, 20 %) and the complementing of deterministic integrity assessment by probabilistic methods (Subproject III, 40 %) [1]. The major goals of the project are to identify existing knowledge gaps and needs for further research concerning RPV safety as well as to gather the expertise in this field with respect to a safe plant lifetime extension of Swiss nuclear power plants (NPPs). The project is clearly focussed on the prediction and monitoring of material embrittlement and on structural and fracture mechanics simulations.

2. Project goals for 2010

2.1. SP 1: Non-destructive Determination of RPV Material Embrittlement

- Continuation of the literature survey on thermoelectric nondestructive testing methods.
- Improvement and optimization of the thermoelectric measurement method.
- Evaluation of the effects of heat treatment and plastic deformation on the Seebeck coefficient (\bar{K}) and on mechanical properties.

2.2. SP 2: State-of-the-Art in the Field of RPV Integrity Analysis

- Literature research with the intention to identify the state-of-the-art of RPV integrity analysis and to evaluate the prediction methods for the irradiation embrittlement of ferritic RPV steels.
- Review of current research topics and evaluation of ongoing international projects.

2.3. SP 3: Probabilistic Integrity Assessment

- Development of the methodology for probabilistic assessment of reactor pressure vessel and application to nuclear power plants.
- Further development of the codes in order to allow also probabilistic assessment of piping components by considering stress corrosion cracking.
- Development of a computer code based on FAVOR for the probabilistic analysis of RPVs with improved characterization of fracture toughness.

3. Work carried out and results obtained

3.1. SP 1: Non-destructive Determination of RPV Material Embrittlement

3.1.1. Improvement of the Thermo Electric Power (TEP) Method

The Seebeck coefficient \bar{K} is a function of the electrical transport coefficients, which depend on the scattering of electrons on lattice defects as precipitations, dislocations, interstitial atoms or vacancies. This means that \bar{K} will be influenced by the change of lattice defects and can therefore be used to characterize the change of the mean material properties. According to the defects which are leading to a change of \bar{K} , \bar{K} can be written as

$$\bar{K} = \bar{K}^0 + \Delta K_{mc} + \Delta K_{ph} + \Delta K_{pd} + \Delta K_n \quad (1)$$

where \bar{K}^0 is the Seebeck coefficient for the defect-free material and the changes ΔK_{mc} , ΔK_{ph} , ΔK_{pd} , ΔK_n are due to mixed crystal formation, precipitation hardening, plastic deformation and neutron irradiation defects. However, the precise determination of $\Delta \bar{K}$ due to a spe-

cific effect, e.g. neutron irradiation, requires its dominance over the other effects.

The accuracy of the measured \bar{K} is mainly determined by the method itself (accuracy of measured temperatures and voltage), the offset which is given by the electronic components of the TEP-measuring system, the environment (ambient temperature and humidity) and the material dependent scatter of \bar{K} which may vary in space on the microscopic or macroscopic scale. Depending on the material type, the scatter of \bar{K} can be rather large. The following reasons for the scatter of the Seebeck coefficient could be identified:

- The position of the specimens on the copper holder can influence the measurement, if taken from a small gauge volume as it is the case in the TEP-method currently used at PSI. The reason for this may lie in local inhomogeneities.
- If the samples are made from a large block, the precise material properties depend on the original position of the sample in the block as confirmed for a block of JRQ material with a thickness of 225 mm. A difference of \bar{K} between a depth of 45 and 136 mm was revealed as 100 nV/°C.
- The manufacturing process, e.g. forging and rolling of plates, may induce anisotropic material properties and therefore \bar{K} depends on the orientation of the Charpy specimen in the plate.
- Oxide layers on the surface of the specimen or on the contact have to be removed before the measurement.
- A sufficiently high contact pressure between the specimen and copper block is needed.
- The ambient temperature has influence on the temperature profile in the specimen.
- A high humidity may influence the results of the measurements, since condensation could occur at the contacts.

Further improvement of the precision and repeatability was achieved by installing the TEP device in an environment with controlled temperature and humidity. Furthermore, experimental and analytical analysis led to a new design of the TEP-instrument that will be tested in 2011.

3.1.2. Application of the TEP method to the assessment of RPV material

A relation between \bar{K} and the shift of the ductile-to-brittle transition temperature ΔT_{68J} has been evaluated for the Japanese reference material JRQ [2, 3]. This relation was now applied to predict ΔT_{68J} for a RPV of a Swiss NPP. In Fig. 1 the predicted ΔT_{68J} is shown as a function of the \bar{K} and fluence. The result is compared

with the values measured by the Charpy test and those predicted by the United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) Regulatory Guide (RG) 1.99, Rev. 2. The predicted ΔT_{68J} is in good agreement with the experimental findings and lies somewhat between the RG 1.99 curve and the measured values. In contrast to the results gained in the Charpy test, the predicted ΔT_{68J} is a monotonically increasing function of \bar{K} , which is actually physically reasonable.

3.1.3. The influence of heat treatment and plastic deformation on the Seebeck coefficient and mechanical properties of 15NiCuMoNb5 (WB36)

In order to investigate the influencing parameters on \bar{K} and to further improve the TEP method, the Cu-alloyed low-alloy steel 15NiCuMoNb5 (WB36), with a high copper content of about 0.632 wt.-% was chosen to investigate the thermal embrittlement and its influence on \bar{K} as well as on the mechanical properties. For this material we measured also the change of \bar{K} due to plastic deformation in the strain range from 0 to 18 %. WB36 is a fine-grained low alloy steel that is often used for

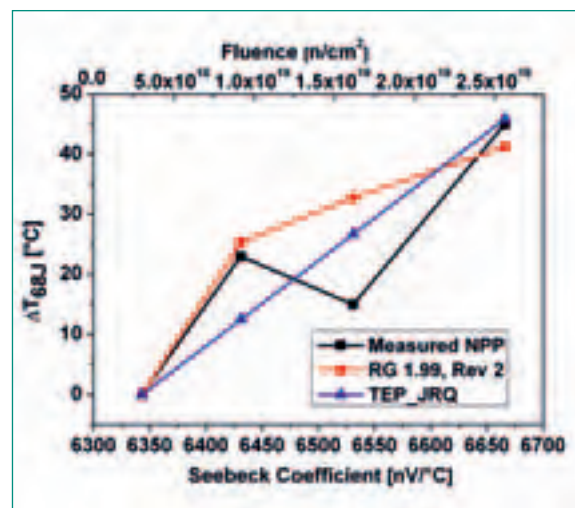


Figure 1: Prediction of the shift ΔT_{68J} for surveillance specimens of a Swiss NPP by using the relation between ΔT_{68J} and \bar{K} .

Temperature [°C]	370	340	314	288	260
Change of Seebeck coefficient [nV/°C]	350	200	175	85	80
Vickers Hardness [HV 10]	223	206	212	213	217

Table 1: Change of Seebeck coefficient and Vickers Hardness due to tempering 328 hours at different temperature.

pipings and containers in power plants due to its good weldability.

Twenty specimens (four per temperature) from a pipe were heat-treated at 5 different temperatures 370 °C, 340 °C, 314 °C, 288 °C and 260 °C for 328 hours. Oxidation of the specimen's surface was avoided by performing the heat treatment in a nitrogen environment. For the highest temperature the change of \bar{K} is largest (ca. 370 nV/K), whereas for the temperature of 260 °C, \bar{K} changed only about 80 nV/K. The change of \bar{K} and the measured Vickers hardness vs. temperature is shown in Tab. 1. For the temperature 370 °C the hardness did not change significantly (the as received material had a Vickers hardness of 230 ±8 HV 10), whereas at lower temperatures a slightly decrease was observed. The reason for this behaviour is not yet clear and has to be investigated further. It could probably be explained by the manufacturing process of the tube from where the Charpy specimens were taken out.

3.1.4. The influence of plastic strain on the Seebeck coefficient of WB36

The influence of plastic strain on \bar{K} of WB36 was measured on tensile specimens, which were strained to different levels (0 %, 6 %, 12 % and 18 %). The Seebeck coefficient was determined on a 30 mm long sample taken from the middle part of the tensile specimens gage length. A decrease of about 100 nV/ °C was determined within the analysed strain range. The linear fit allows the evaluation of an influencing factor which can be used to correct K of the deformed samples according to eq. 1. For WB36 a linear decrease of \bar{K} equal to 5.75 nV/ °C per % of plastic strain was observed.

3.1.5. Results and discussions

The application of the TEP-method to the analysis of steel 15NiCuMoNb5 (WB36) has demonstrated the sensitivity of \bar{K} to heat treatment, even if no significant changes of the mechanical properties were observed. However, more experiments at higher temperatures and longer tempering times are needed to evaluate a correlation between the thermal embrittlement and the change of \bar{K} .

3.2. SP 3: Probabilistic Integrity Assessment

3.2.1. Method of structural integrity analysis of RPVs

In a deterministic assessment of RPVs, crack initiation or fracture is assumed to occur, when the stress intensity

factor K_I exceeds the fracture toughness K_{IC} . The calculation of the K_I is typically based on influence functions or on the finite element method. According to ASME [4], K_{IC} is

$$K_{IC} = 36.5 + 22.77 \exp\left[0.036(T - RT_{NDT})\right] \quad (2)$$

and the arrest toughness K_{Ia} is written as [4]

$$K_{Ia} = 29.45 + 13.68 \exp\left[0.0261(T - RT_{NDT})\right] \quad (3)$$

where RT_{NDT} is the Nil-Ductility-Reference-Temperature. The RT_{NDT} based screening criteria is selected in the regulation 10CFR50.61 [5] issued by the U.S. NRC. It specifies $RT_{NDT} < 149$ °C for circumferential welds and $RT_{NDT} < 132$ °C for axially oriented welds and plates.

In order to perform the probabilistic structural integrity analysis of a RPV subjected to PTS, the computer codes, FAVOR [6, 7] and VISA-II [8] from Oak Ridge National Laboratory are used. The failure mechanisms considered in these codes are brittle crack growth and plastic collapse. Failure probability is calculated based on Probabilistic Fracture Mechanics by using the Monte-Carlo (MC) method, where a large number of deterministic analyses of stochastically generated RPV configurations are performed. In the transient analysis the difference between the applied stress intensity factor and the fracture toughness at the crack tip is calculated at discrete time steps. If K_I is larger than K_{IC} , crack initiation occurs and the crack extends a small distance until crack arrest occurs ($K_I < K_{Ia}$), the simulation moves to the next time step. This process continues until either vessel failure is predicted or the time of the transient is completed without failure. The final conditional failure probability is calculated by dividing the observed numbers of failures by the total number of simulations.

The total failure probability is determined by the product of the (low) frequency of transients with the calculated conditional probability of vessel failure. For the safety assessment, the total failure probability would be compared to the acceptance criterion (currently 5×10^{-6} /year) according to U.S. NRC RC 1.154 [9].

3.2.2. Parameter studies by using the FAVOR and VISA-II codes

A parameter study with rather realistic assumptions of the random variables was performed in order to gain experience in deterministic and probabilistic safety analysis of a RPV. The temperature dependent thermo-mechanical properties of the base material and clad-

ding used in the analysis are listed in Tab. 2. In the probabilistic analysis, Cu, Ni, P, RT_{NDT0} , ΔRT_{NDT} , K_{IC} , K_{Ia} and neutron fluence are treated as random variables. The distributions of the random parameters are listed in Table 3. Note that the standard deviations and the distribution types are assumed in this study. The flaws assumed in this study are surface semi-elliptical flaws with different depths.

Two transients, one concerning a 70 cm² and the other describing a 3 cm² leak are considered in this study. The history of the water temperatures, pressure and heat transfer coefficients for the two transients are shown in Figs. 2 and 3. An axial surface flaw with a depth of 12 mm and an aspect ratio (the length of the crack to the depth) of 6 is considered.

3.2.3 Results and discussion

It has to be emphasized that the parameters are assumed and therefore the results presented below do not reveal safety margins of any specific RPV. In the first

step, a deterministic analysis is performed by considering the variables as deterministic and the neutron fluence as 5×10^{19} n/cm². By the deterministic approach, a comparison between the stress intensity factor K_I and the fracture toughness K_{IC} of the crack tip at different temperatures for the two transients is shown in Fig. 4. It is shown, that for both leak transients, the 70 cm² and the 3 cm² one, K_{IC} is always larger than K_I .

In the probabilistic analysis, 10^6 simulations based on MC technique are performed for each case. The probabilities for crack initiation and vessel failure are given in Fig. 5 for different neutron fluences. It is shown that both probabilities (crack initiation and failure) of the RPV are higher under the 70 cm² leak transient than for the 3 cm² leak transient. Note that these probabilities are always calculated under the assumption that the transient occurs, whose probability is actually very low.

Under the transients described above, the probabilistic assessment of the RPV is further performed by considering a circumferential crack with aspect ratio of 6 and

Material	Base material						Cladding					
	0	20	100	200	300	400	0	20	100	200	300	400
Temperature [°C]	0	20	100	200	300	400	0	20	100	200	300	400
Elastic modulus [10^3 MPa]	206	206	199	190	181	172	200	200	194	186	179	172
Thermal expansion [10^{-6} °C ⁻¹]	10.3	10.3	11.1	12.1	12.9	13.5	16	16	16	17	17	18
Conductivity [W/(m·K)]	44.4	44.4	44.4	43.2	41.8	39.4	15	15	16	17	19	21
Heat capacity [J/(kg·K)]	450	450	490	520	560	610	500	500	500	540	540	590
Density [10^3 kg/m ³]	7.6	7.6	7.6	7.6	7.6	7.6	7.6	7.6	7.6	7.6	7.6	7.6
Poisson's ratio	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
Yield stress of the irradiated material [MPa]	485	485	485	485	485	485						
Tensile strength of the irradiated material [MPa]	646	646	646	646	646	646						

Table 2: Thermo-mechanical properties of the base material and cladding of the RPV.

Parameters	Mean value	Standard deviation	Distribution type
Copper content [wt. %]	0.09	0.01	Normal
Nickel content [wt. %]	0.71	0.05	Normal
Phosphorous content [wt. %]	0.014	0.0014	Normal
Initial RT_{NDT} [°C]	-1	17.8	Normal
Neutron fluence of inner side of the vessel wall [10^{19} n/cm ²]	0 up to 5	16 % of mean value	Normal
RT_{NDT} shift equation [°C]	RG 1.99 Rev. 2	9.4	Normal
Errors in K_{IC} reference curve (VISA-II) $K_{IC \max}=220$ [MPa·m ^{0.5}]	NRC method	15 % of mean value	Normal
K_{IC} reference curve (FAVOR)	ORNL method		Weibull
Error in K_{Ia} reference curve (VISA-II) $K_{Ia \max}=220$ [MPa·m ^{0.5}]	NRC method	10 % of mean value	Normal
Error in K_{Ia} reference curve (FAVOR)	ORNL method	10 % of mean value	Lognormal

Table 3: Main random variables of the case study.

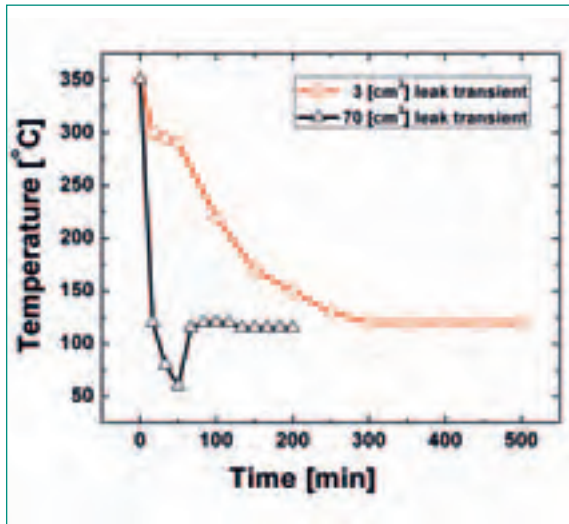


Figure 2: Temperature history of the 3 cm² and 70 cm² leak transients.

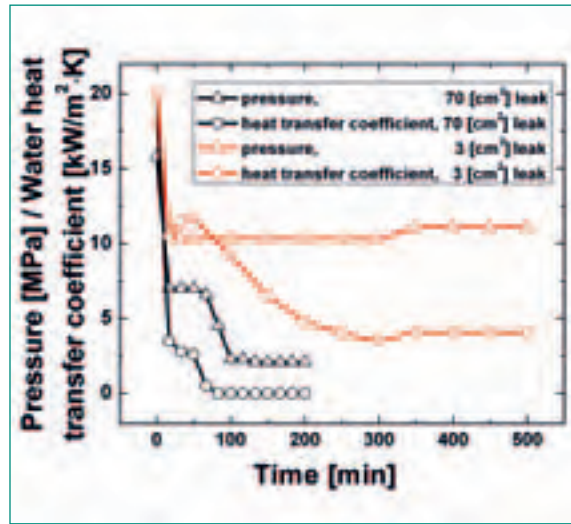


Figure 3: Pressure and water heat transfer coefficient history of the 3 cm² and 70 cm² leak transients.

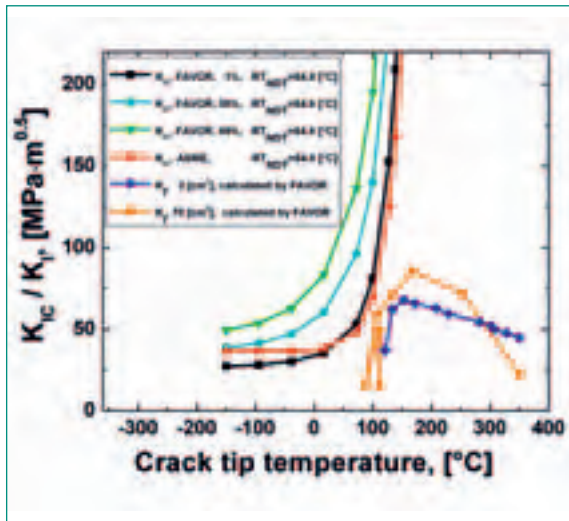


Figure 4: Comparison of K_I and K_{IC} of the RPV under the 3 cm² and 70 cm² leak transients.

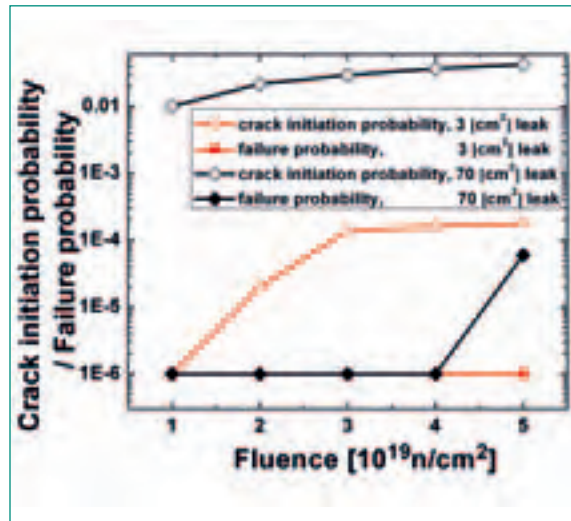


Figure 5: Crack initiation probability and failure probability of the RPV with axial cracks under the 3 cm² and 70 cm² leak transients.

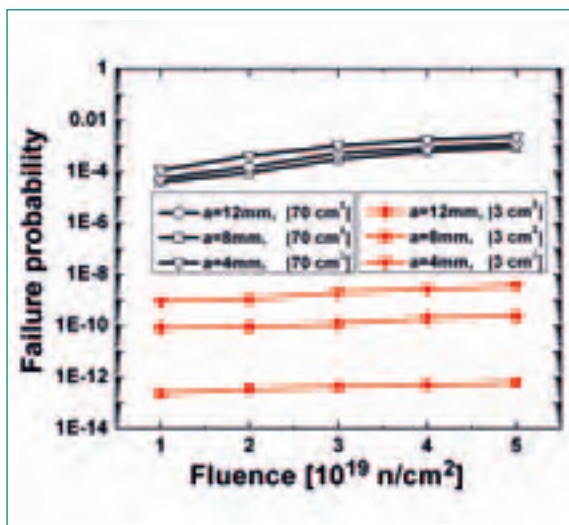


Figure 6: Failure probability of the RPV with different circumferential crack sizes under the 3 cm² and 70 cm² leak transients.

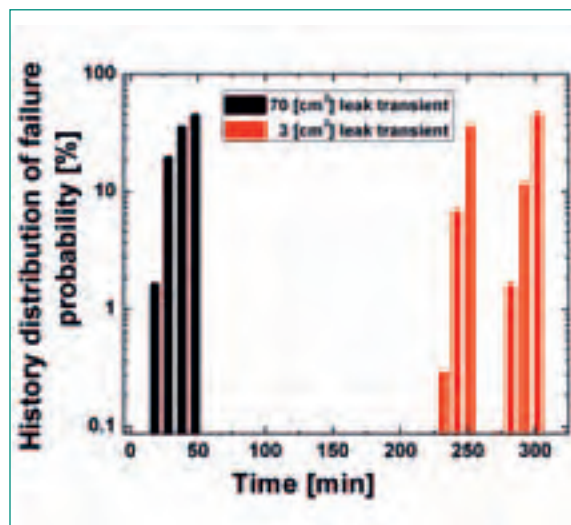


Figure 7: History distribution of failure probability under the 3 cm² and 70 cm² leak transients.

depths of 4 mm, 8 mm and 12 mm, respectively. As shown in Fig. 6, the failure probabilities of the RPV under the 70 cm² leak transient are about 10⁻⁴. The failure probabilities under the 3 cm² leak transient are 5 to 8 orders of magnitude smaller than that of the 70 cm² leak transient. By comparing Fig. 6 with Fig. 5 we notice that under the 3 cm² leak the failure probability is larger for axial flaws than for circumferential ones, whereas it is the opposite in case of the 70 cm² leak transient. It is also seen that the failure probability of the crack with a depth of 4 mm is the highest one, and that the failure probability of a 12 mm deep crack is larger than that of crack with a depth of 8 mm. It implies that a shorter crack doesn't necessarily lead to smaller failure probability. This is explained by the fact that both K_I and K_{IC} increase with the crack depth and due to the very conservative assumption of the fracture toughness of the cladding. Note that the crack tip of the 4 mm deep crack is within the cladding. Fig. 7 shows the history distribution of the failure probability for the crack with a depth of 12 mm during the transients. It is illustrated that failure occurs mostly in the region from 20 to 50 minutes during the 70 cm² leak transient and occurs in the region from 225 to 300 minutes during the 3 cm² leak transient. The regions are correspondent to the most severe cooling stage.

4. National Cooperation

On the national level the cooperation and technology transfer takes place in the field of nuclear community. The regulatory authority ENSI and the Swiss utilities are regularly informed about the results of the project. Exchange of information with the power utility representatives also takes place within the annual meetings of the steering committee «Begleitgruppe Material» of the swissnuclear Plant Life Management (PLiM) project.

5. International Cooperation

In the frame of the PISA project we are represented in the **Network of Excellence NULIFE** (Nuclear Plant Life Prediction) of the EURATOM 6th Framework Program. The goal of this network is the harmonization of rules and procedures for the lifetime prediction and integrity assessment of nuclear power plants. Both research institutes and nuclear industry are members of this group (VTT, JRC, Forsmark, Serco, BE, BNFL, CEA, Framatome ANP, KFKI, NRI, EDF, CEA, PSI, EON, FhG-IWM, Fortum,

Studsvik, Tecnatom). PSI is member of the working group Materials and Thermo-Mechanical Fatigue. Furthermore, an active participation in the **International Group on Radiation Damage Mechanism (IGRDM)** is planned.

6. Assessment of 2010 and Perspectives for 2011

The majority of the project goals for the second project year is achieved. The Seebeck coefficient of thermally treated steel of type WB36 was compared with the Charpy energy in order to evaluate the influence of temperature and time of tempering. Furthermore the influence of plastic deformation of WB36 on the \bar{K} was evaluated. The accuracy of the TEP method is further improved. For the screening of the neutron-induced embrittlement, it seems realistic to measure \bar{K} of the Surveillance specimens after a certain fluence before remounting them again inside the RPV for further irradiation.

The literature research focussed on embrittlement issues and assessment methods was continued and the knowledge in this field could be improved. Several conferences were attended and contacts to leading scientists were established. This allowed the identification of knowledge gaps and relevant research topics.

Both deterministic and first probabilistic analyses of a NPP subject to different leak sizes and pressure/temperature transients were performed, by considering both circumferential and axial cracks. For probabilistic analysis, the conditional probabilities of crack initiation and failure of the RPVs were evaluated. The results have shown the influence of the considered parameters on the probability of both, the initiation of cracks and the failure of the RPV, respectively. However, more systematic parameter studies and quality assurance are necessary before qualified and validated conclusions can be drawn from this study.

In 2011 the influence of plastic deformation on the \bar{K} of RPV material and the influence of thermal embrittlement on the Seebeck coefficient will be investigated. A new experimental set-up is planned to be tested. The improvements made in the TEP method shall be also demonstrated on broken Charpy specimens. The literature survey will be continued and will result in a state-of-the-art report.

The very first probabilistic integrity assessment of a specific RPV will be discussed, compared, refined and the analysis will be documented in the final report. A more

detail report of the RPV analysis by using different methods (e.g. Master curve method) for the fracture toughness analysis is now in progress.

7. Publications

- *M. Niffenegger and H. Leber*, Monitoring the embrittlement of reactor pressure vessel steels by using the Seebeck coefficient, *Journal of Nuclear Materials* 389 (2009) 62–67.
- *M. Niffenegger and Hans Leber*, Thermoelectric diagnostics of material embrittlement, *Proceedings of IAEA Specialists Meeting on Irradiation Embrittlement and Life Management of Reactor Pressure Vessels, Znojmo (Cz)*, October 18–22, 2010.
- *G. Qian, M. Niffenegger, S. Li*, Probabilistic analysis of pipelines with corrosion defects by using FITNET FFS procedure, *Corrosion Science*, Vol. 53, Issue 3, March 2011, pg. 855–861.
- *G. Qian, M. Niffenegger*, Probabilistic fracture assessment of piping systems based on FITNET FFS procedure, accepted by *Nuclear Engineering and Design*.
- *Y. Hong, G. Qian*, Effect of aqueous environment on high cycle and very-high-cycle fatigue behavior for a structural steel, *Key Engineering Materials*, 462–463 (2011) 355–360.

8. Conferences and Seminars

- NULIFE EG 2/3 seminar, Integrity assessment and lifetime evaluation of reactor pressure vessel components. February 17–18, 2010, Budapest, Hungary.
- *G. Qian, Y. Hong, C. Zhou*, Investigation of very-high-cycle fatigue behavior of a structural steel with smooth and notched specimens. Presentation at the 18th European Conference on Fracture, 30.8–3.9, 2010, Dresden Germany.
- NRC Embrittlement Workshop, Kick-off meeting, Rockville, September 14–15, 2010, Maryland.
- Specialists Meeting on Irradiation Embrittlement and Life Management of Reactor Pressure Vessels, October 18–22, 2010, Znojmo (Cz).

- EC Workshop on Investigation of Ageing Effects using the Probabilistic Safety Assessment. November, 9–10, 2010, Kernkraftwerk Gösgen-Däniken.

9. References

- [1] *M. Niffenegger, H.P. Seifert*, «Projektantrag PISA zu Handen des ENSI», AN-46-09-03, 10.1.2009.
- [2] *M. Niffenegger, K. Reichlin, D. Kalkhof*, «Application of the Seebeck effect for monitoring of neutron embrittlement and low-cycle fatigue in nuclear reactor steel», *Nuclear Engineering and Design*, 235, 1777-1788 Special Issue, NED 4275, Elsevier, 2005.
- [3] *M. Niffenegger*, «Monitoring the Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steels by using the Seebeck Coefficient», 12th Symposium on Thermochemistry and Thermo-physics of Nuclear Materials, Pörschach, Austria, August 30th to September 3rd 2008.
- [4] *American society of mechanical engineers*, «ASME boiler and pressure vessel code, section III, nuclear power plant components», New York, 1995.
- [5] *M. EricksonKirk, et al.*, «Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS Rule (10CFR 50.61): Summary Report», NUREG 1806, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Rockville, MD, May, 2006.
- [6] *P.T. Williams, T.L. Dickson, S. Yin*, «Fracture analysis of vessels-Oak Ridge FAVOR», v04.1, computer code: user's guide, NUREG/CR-6855, 2007.
- [7] *P.T. Williams, T.L. Dickson, S. Yin*, «Fracture analysis of vessels-Oak Ridge FAVOR, v04.1, computer code: theory and implementation of algorithms, methods, and correlations», NUREG/CR-6854, 2004.
- [8] *F.A. Simonen, K.I. Johnson, et al.*, «VISA-II-a computer code for predicting the probability of reactor pressure vessel failure», NUREG/CR-4486, 1986.
- [9] *U.S. Nuclear Regulatory Commission*, «Regulatory Guide 1.154, Format and Content of Plant-Specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactors», 1987.

Bruchmechanik

Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweissnähten

Autor und Koautoren	Thiele M., Viehrig, H.-W.
Beauftragte Institution	Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf
Adresse	Postfach 510119, 01314 Dresden, Deutschland
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+49 351 260 2216, m.thiele@hzdr.de, www.hzdr.de
Dauer des Projekts	1. April 2010 bis 31. März 2012

Zusammenfassung

Für die bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-(RDB-)Mehrlagenschweissnähten erfolgten erste Untersuchungen am unbestrahlten Schweissmaterial aus dem Kernbereich des RDB von Biblis C. Ziel ist die Bestimmung der Sprödbruch-Referenztemperatur T_0 unter Anwendung des Master-Curve-(MC-)Konzeptes nach ASTM E 1921. Dadurch kann eine Aussage über die Anwendbarkeit dieses Konzeptes für inhomogene Materialzustände von Mehrlagenschweißverbindungen getroffen werden. Weiterhin wird geprüft, ob TL-orientierte Proben für die bruchmechanische Prüfung von Schweissgut nach dem MC-Konzept geeignet sind. In diesem Zusammenhang wird der Einfluss der Probenorientierung

auf die Streuung der Bruchzähigkeit untersucht. Erste Untersuchungen haben ergeben, dass die Härte zur RDB-Aussenwand hin abnimmt. Dies korreliert sehr gut mit den Ergebnissen aus dem Zugversuch, wobei eine Festigkeitsabnahme ab einer Wanddicke von etwa 200 mm festgestellt werden konnte. Die nach dem MC-Konzept geprüften 0.4T SE(B)-Proben mit TL-Orientierung ergeben eine aus 24 Lagen gemittelte Referenztemperatur von $-85,6$ °C mit einer Standardabweichung von 7,2 K. Die ersten fraktografischen und metallografischen Ergebnisse zeigen, dass bei TL-orientierten Proben die Spaltbruchinitiierung in bevorzugten Gefügebereichen erfolgt und nicht statistisch über die gesamte Rissfront verteilt ist.

Projektziele

Das Ziel des Vorhabens ist die bruchmechanische Charakterisierung der Mehrlagenschweisnaht des RDB von Biblis C. Das vorhandene Material der Schweissnaht aus dem Kernbereich des RDB eröffnet die Möglichkeit, eine bruchmechanische Charakterisierung an Schweissgut durchzuführen, welches auch repräsentativ für die Kernkraftwerke in der Schweiz ist. Mit dieser Untersuchung kann die Anwendbarkeit des Master-Curve-(MC-)Konzeptes auf das Schweissgut von Mehrlagenschweisungen und die Repräsentativität der mit Voreilproben aus unterschiedlichen Bereichen der Schweissnaht ermittelten Referenztemperatur T_0 bewertet werden. Weiterhin wird überprüft, ob die derzeit angewendeten TL-orientierten Proben für die bruchmechanische Prüfung von Schweissgut nach dem MC-Konzept geeignet sind.

Wie in den nuklearen Regelwerken festgelegt, gehört zum Nachweis der Sprödbruchsisicherheit der RDB die Bestimmung der Bruchzähigkeit für den aktuellen Werkstoffzustand. Neben dem klassischen RT_{NDT} -Konzept zur Justierung der K_{IC} -Referenzkurve auf der Temperaturachse wird international auch das RT_{T0} -Verfahren angewandt. Dieses Verfahren basiert auf der Bestimmung der Sprödbruch-Referenztemperatur T_0 nach dem Master Curve-Konzept, welches in dem amerikanischen Regelwerk ASTM E 1921 [1] standardisiert ist. Für bestehende Kernkraftwerke in der Schweiz werden von der Aufsichtsbehörde ENSI beide Nachweise gefordert (RT_{NDT} und RT_{T0}). Diese Anforderungen sind in der neuen Richtlinie zur Altersüberwachung ENSI-B01 [2] festgelegt sowie Bestandteil der Nachweise zum Langzeitbetrieb. Zur Bewertung der bruchmechanischen Daten wird das MC-Konzept nach WALLIN [3] verwendet, und es ist zu untersuchen, ob dieses Konzept für inhomogene Materialzustände von Mehrlagenschweisverbindungen anwendbar ist. Voreilproben von Schweissgut werden aus unterschiedlichen Tiefenlagen hergestellt und als charakteristisch für die gesamte Schweissverbindung betrachtet. Bisher sind international wenige Untersuchungen bekannt, die die bruchmechanischen Eigenschaften der RDB-Schweisnähte für unterschiedliche Tiefenlagen bestimmt haben.

In der Schweiz sind die Voreilproben aus Schweissgut überwiegend TL-orientiert, d.h. die Rissfortschrittsrichtung ist die Schweissrichtung. Bei dieser Probenorientierung umfasst die Rissfront mehrere Schweisslagen mit einem makroskopisch inhomogenen Gefüge, für welches das Master-Curve-Konzept gemäss Definition

nicht gilt. In diesem Vorhaben werden auch der Einfluss der Probenorientierung auf die Streuung der Bruchzähigkeit und die daraus berechnete Referenztemperatur T_0 untersucht.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Material und Proben

Der RDB von Biblis C besteht aus Schmiederingen, die mit Mehrlagenschweisnähten zusammengefügt sind. Die Schmiederinge des Reaktordruckbehälters wurden in waagerechter Schweissposition zuerst von innen und dann von aussen zusammengesweisst (Gegenlagenschweissung) mit der Nahtform einer Steiflankennaht [4]. Die technischen Daten der Wärmebehandlung nach dem Schmieden und dem Schweißen können aus der Veröffentlichung von RITTER et.al. [5] entnommen werden. Für die experimentellen Untersuchungen dieses Vorhabens dient als Versuchswerkstoff das Schweissgut, welches aus dem Schweisszusatzwerkstoff und dem Hilfswerkstoff besteht.

Der Schweisszusatzwerkstoff ist eine Drahtelektrode (UP-Draht S 3 NiMo1) mit einem Durchmesser von 5 mm [4]. Nach RITTER et.al. [5] hat der Draht ein ferritisches Gefüge mit einer feinkörnigen Mikrostruktur und enthält kleine runde MnS-Einschlüsse. Als Schweißhilfsstoff dient ein fluorid-basisches Schweißpulver OP 41 TT [4]. Für die Untersuchungen am Schweissgut stand das Segment 220 AB S zur Verfügung, welches aus dem Teilstück 220 AB des Reaktordruckbehälters Biblis C stammt (siehe Abbildung 1).

Aus diesem Segment wurde aus der Schweissnaht ein Block der Abmessung 398 (310) x 258 x 55 mm gefertigt. Eine schematische Darstellung zur Veranschaulichung der Probenfertigung ist in Abbildung 2 dargestellt. Durch

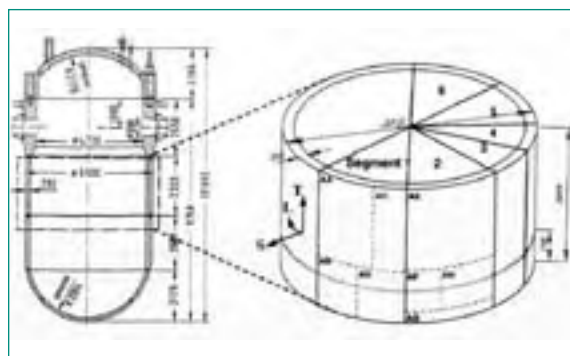


Abbildung 1: Reaktordruckbehälter Biblis C [5].

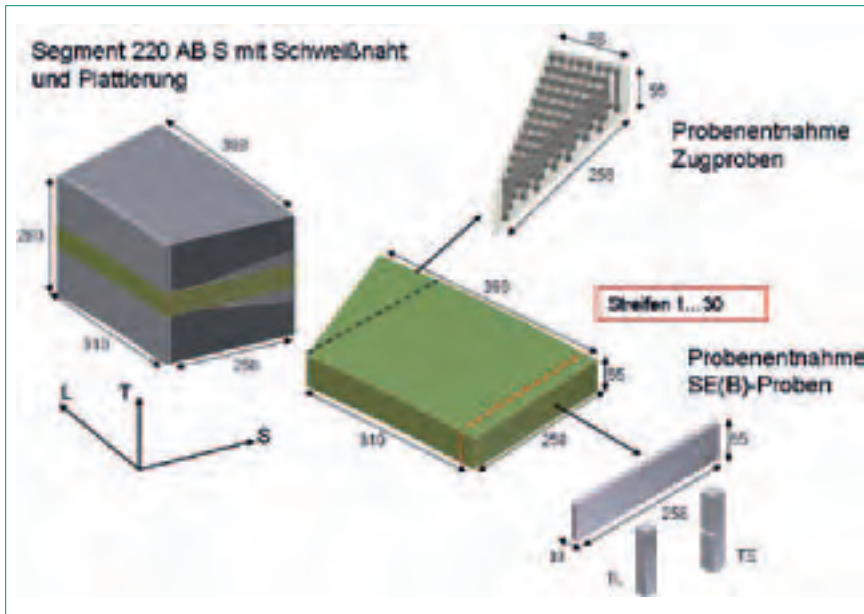


Abbildung 2:
Schematische Darstellung der
Probenfertigung.

Drahterodieren entstanden aus diesem Block 30 Streifen der Abmessung 258 x 10 x 55 mm (L x B x H). Aus einem Streifen konnten mittels Drahterodieren 25 kleine Biegeproben 0.4T SE(B) (von Lage A = 5,3 mm bis Y = 252,5 mm Wanddicke), mit der Probengeometrie von 10 mm x 10 mm x 55 mm hergestellt werden. Die Proben werden mit einem Ermüdungsanriss versehen und nachfolgend 20 % seitengekerbt. Die ersten 10 Streifen entsprechen der TL-Ausrichtung (Probenachse axial und Rissfortschritt in RDB-Umfangsrichtung), die nachfolgenden 10 Streifen der TS-Orientierung (Probenachse axial und Rissfortschritt in RDB-Dickenrichtung). Der Plattierungswerkstoff der RDB-Innenseite wird nicht untersucht. Aus einem dreieckförmigen Reststück des Schweissgut-Blockes wurden 80 Rundzugproben (B5 x 25) mit der Entnahmerichtung T gefertigt.

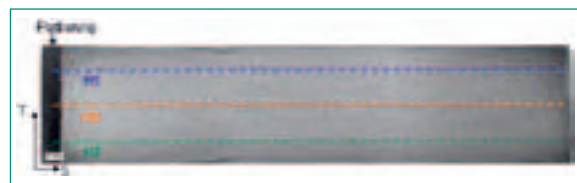


Abbildung 3: Gesetzte Härtespuren auf dem Streifen 30.

Härteprüfung

Für die Härteprüfung wurden auf dem abgetrennten und dem anschliessend fein geschliffenen ($R_a = 0,8 \mu\text{m}$) Streifen 30 (55 x 258 mm) drei Härtespuren mit dem Verfahren von Vickers nach DIN EN ISO 6507-1 [6] über die gesamte Dicke des Schweissgutes mit einer Prüfkraft von 98,07 N (HV10) erzeugt (siehe Abbildung 3). Der Abstand zwischen den einzelnen Härteeindrücken beträgt jeweils 5 mm. Die zwei äusseren Spuren H1 und H3 sind jeweils 12,8 mm von der Mittelspur H2 entfernt. Abbildung 4 zeigt das Ergebnis der Härteprüfung. Zu erkennen ist, dass die Härte des Plattierungswerkstoffes der RDB-Innenwand bei etwa 9,5 mm bis auf ein Maximum von rund 245HV10 ansteigt. Anders wie im Be-

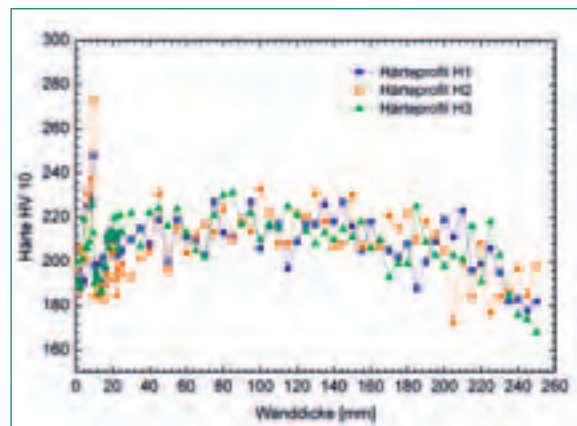


Abbildung 4: Härte HV10 über der Wanddicke.

richt der MPA [7], wo die Härte im Übergang von der Plattierung zum Grundwerkstoff ansteigt, fällt in diesem Fall die Härte beim Übergang der Plattierung zum Schweissgut stark ab. Bei einem Abstand von 10 mm bis etwa 25 mm steigt die Härte wieder an und zeigt im mittleren Bereich der Behälterwand einen gleichmässig hohen Härtewert von etwa 220HV10. In Richtung der äusseren Behälterwand bei einem Abstand von ungefähr 200 mm nimmt die Härte ab.

Zugversuch

Für die Bewertung der Festigkeits- und Verformungseigenschaften des Schweißgutes sowie für die Auswertung der Master-Curve-Versuche diente der Zugversuch nach DIN EN 10002-1 [8] bzw. DIN ISO 15579 [9]. Die Experimente erfolgten an einer Universalprüfmaschine unter monotoner Zugbelastung. Geprüft wurden genormte Rundzugproben mit Gewinde-Köpfen B5x25 nach DIN 50125 [10] im Temperaturbereich von RT bis $-130\text{ }^{\circ}\text{C}$. Die Prüfgeschwindigkeit $v_{\text{prüf}}$ betrug bei allen Versuchen $0,40\text{ mm/min}$.

Für das Schweißgut Biblis C ergibt sich ein typisches Spannungs-Dehnungs-Diagramm mit ausgeprägter Streckgrenze. In Abbildung 5 ist der Verlauf der Festigkeiten in Abhängigkeit von der Temperatur dargestellt. Zu erkennen ist, dass mit sinkender Temperatur die obere Streckgrenze R_{eH} und die Zugfestigkeit R_m ansteigen. Weiterhin kann gezeigt werden, dass in Richtung zur äusseren Reaktorwand ab einer Wanddicke von etwa 214 mm die Festigkeit stärker abnimmt als zur Reaktorinnenseite hin. Dies korreliert auch mit dem Ergebnis der Härtemessung.

Für die Auswertung der Master-Curve-Versuche wurden die Datenpunkte der ermittelten Festigkeiten durch ein Polynom 2. Grades angefitet. So ergeben sich folgende Gleichungen (1) und (2):

Abstand 32–201 mm:

$$R_{eH}(T) = 0,0079T^2 - 0,2557T + 567,90 \text{ in MPa, } T \text{ in } ^{\circ}\text{C} \quad (1)$$

Abstand 214–253 mm:

$$R_{eH}(T) = 0,0069T^2 - 0,4265T + 547,43 \text{ in MPa, } T \text{ in } ^{\circ}\text{C} \quad (2)$$

Die Beschreibung der Temperaturabhängigkeit des E-Moduls erfolgte mit der Gleichung (3) nach NUREG [11]. Der E-Modul bei RT von 212 GPa wurde aus 8 Lagen des Schweißgutes mittels Ultraschall-Impuls-Echo-Verfahren ermittelt.

$$E(T) = E(20^{\circ}\text{C}) - ((T - 20) \cdot 57,1 \text{ in MPa}) \quad (3)$$

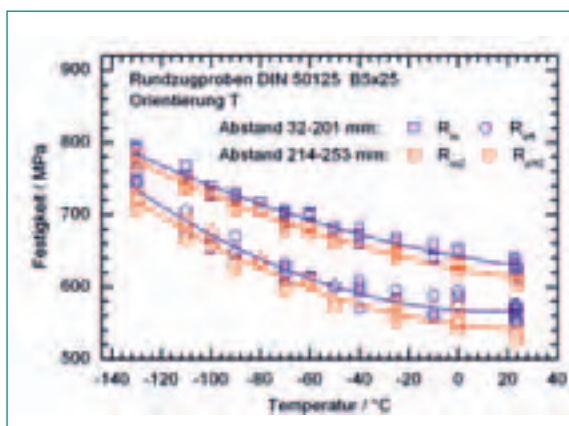


Abbildung 5: Abhängigkeit der Festigkeit von der Temperatur.

Master-Curve-Versuch

Im ersten Schritt wurde die Referenztemperatur T_0 gemäss ASTM E 1921-09a [1] über die Schweißnahtdicke mittels kleinen Biegeproben $0,4T\text{ SE(B)}$ in TL-Orientierung quasistatisch ermittelt. Das Einschwingen des Ermüdungsrisses erfolgte frequenzgeregelt an einer Resonanzprüfmaschine bis zur Risttiefe der halben Probenbreite ($a/W=0,5$). Die $0,4T\text{-SE(B)}$ -Proben wurden mit einer Prüfgeschwindigkeit von $0,2\text{ mm/min}$ bis zum Bruch monoton belastet. Pro Tiefenlage sind 10 Proben bei Prüftemperaturen im Bereich $T_0 \pm 50\text{ K}$ geprüft worden. In der Abbildung 6 ist der Temperaturverlauf der auf eine Probendicke von $1T$ ($25,4\text{ mm}$) normierte Bruchzähigkeit $K_{Jc(1T)}$ der SE(B)-Proben mit TL-Orientierung aus 24 Lagen dargestellt. Dabei hüllen die Bruchzähigkeitskurven für 2 % und 98 % Versagenswahrscheinlichkeit die Datenpunkte gut ein.

Abbildung 7 zeigt die mit 10 Proben ermittelte Referenztemperatur T_0 der einzelnen Lagen der Schweiß-

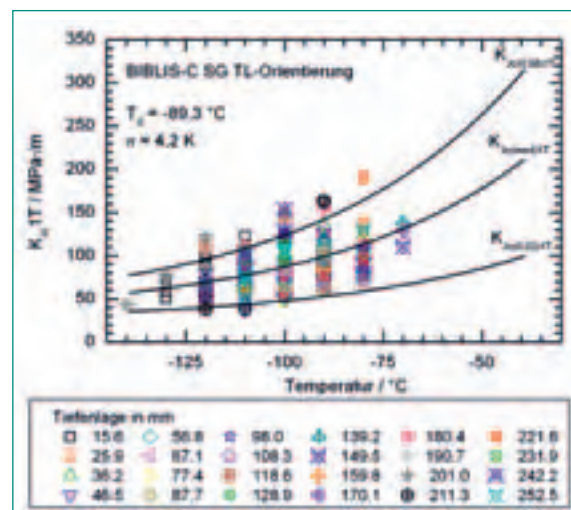


Abbildung 6: MC der TL-orientierten SE(B)-Proben, $K_{Jc(1T)}$ über der Prüftemperatur.

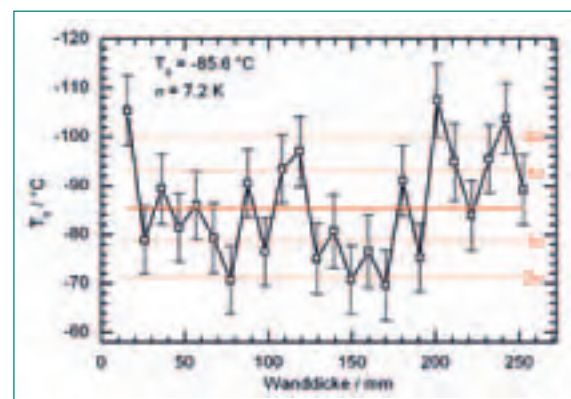


Abbildung 7: Referenztemperatur T_0 über der Wanddicke (TL-Proben).

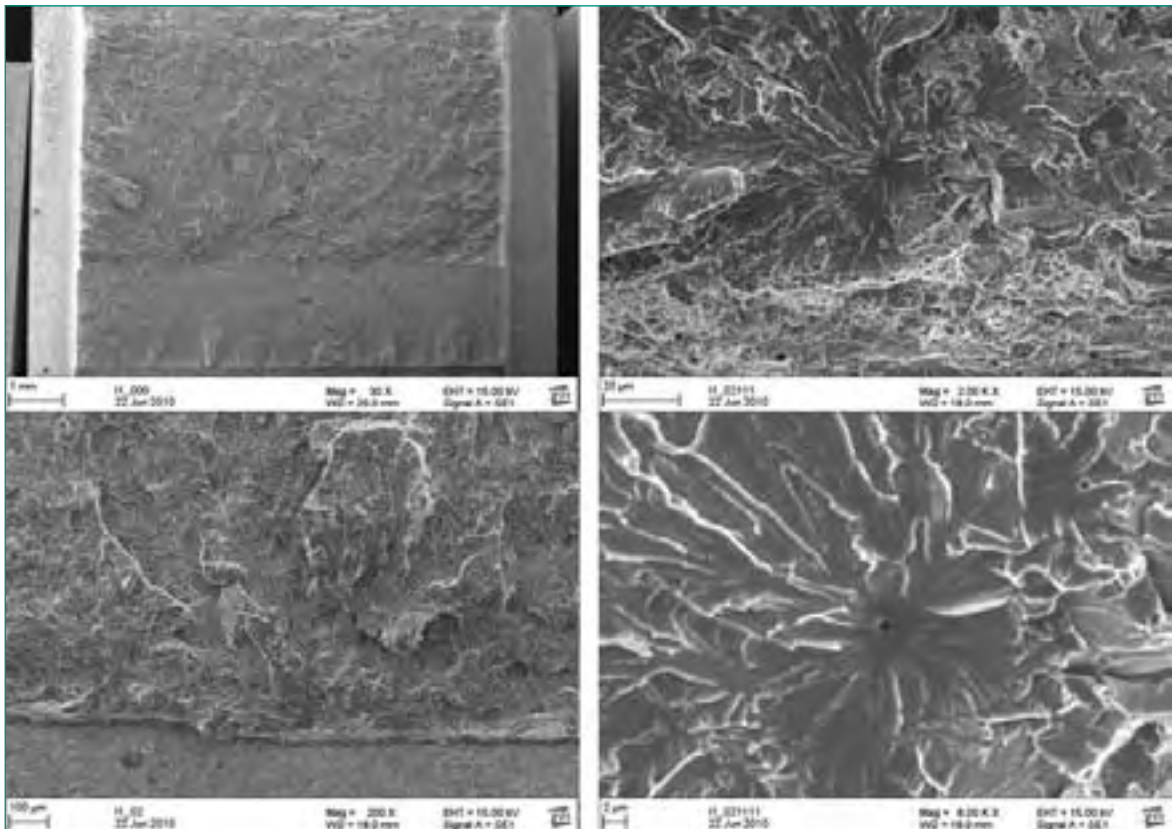


Abbildung 8: REM-Aufnahmen des Rissinitiierungspunktes von einer bei $-110\text{ }^{\circ}\text{C}$ geprüften Probe.

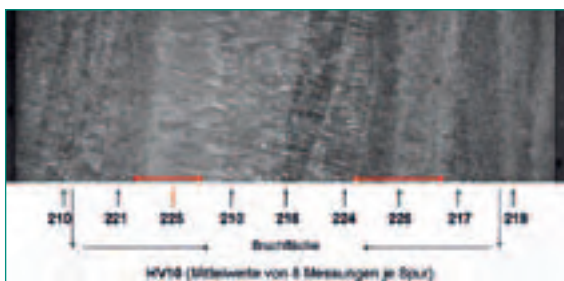


Abbildung 9: Gefügeaufnahme.

naht und deren Streubereich. Der Mittelwert der aus allen Lagen bestimmten T_0 beträgt $-85,6\text{ }^{\circ}\text{C}$ mit einer Standardabweichung σ von $7,2\text{ K}$. Die Differenz von der höchsten Referenztemperatur bei einer Wanddicke von 201 mm und der niedrigsten T_0 bei 170 mm ist etwa $38\text{ }^{\circ}\text{C}$. Grund für diese Abweichung ist der inhomogene Gefügezustand des Schweissgutes.

Fraktografie und Metallografie

Mit Hilfe des Rasterelektronenmikroskops konnten die Rissinitiierungsorte ermittelt und vermessen werden. Am Beispiel einer bei $-110\text{ }^{\circ}\text{C}$ geprüften SE(B)-Probe aus einer Wanddicke von 88 mm zeigen die REM-Aufnahmen (Abbildung 8) bei unterschiedlichen Vergrößerungen den sternförmigen Verlauf der Bruchbahnen, die

zur Spaltbruchausgangsstelle führen. Im Übergang vom Ermüdungsriss zum transkristallinen Spaltbruch ist ein schmaler duktiler Saum sichtbar.

Um das an dieser Stelle vorliegende Gefüge kenntlich zu machen, wurde an derselben Probe die Bruchfläche abgeschliffen und mit 3%iger Salpetersäure angeätzt (Abbildung 9). Zu erkennen sind die unterschiedlichen Gefüge der einzelnen Schweißlagen. Deutlich sichtbar sind hellere Ferrit- und dunklere Bainitbereiche und Unterschiede in der Korngrösse [12]. Weiterhin sind durch die rot markierten Bereiche in der Abbildung 9 die Verteilung der Position der Rissinitiierung von 10 Proben einer Lage (88 mm), die bei unterschiedlichen Temperaturen geprüft worden, dargestellt. Dieses erste Ergebnis zeigt, dass bei TL-orientierten Proben die Spaltbruchinitiierung in bevorzugten Gefügebereichen erfolgt und nicht statistisch über die gesamte Rissfront verteilt ist.

Bewertung 2010 und Ausblick 2011

Die Zugversuche sowie die Prüfungen nach dem Master-Curve-Konzept (ASTM E 1921) von TL-orientierten Biegeproben sind erfolgreich abgeschlossen worden. Als grösste Differenz der Referenztemperaturen T_0 für un-

terschiedliche Wanddicken und damit unterschiedliche Schweisslagen wurden etwa 38 °C ermittelt. Grund für diese Abweichung ist der inhomogene Gefügestand des Schweissgutes. Die wanddickenabhängigen Unterschiede müssen für Schweissmaterial bei Verwendung der Referenztemperatur in Sicherheitsnachweisen angemessen berücksichtigt werden.

Zur Untersuchung des Einflusses der Probenorientierung wurde mit der Prüfung der TS-orientierten Proben begonnen. Weiterhin sind für das nächste Jahr Kerbschlagbiegeprüfungen mit TL-orientierten Proben nach DIN EN 10045-1 und bruchmechanische Prüfungen nach ASTM E 1820-08 geplant. Zusätzlich zum ursprünglich vorgesehenen Versuchsprogramm werden auch Kompaktzugproben gefertigt und geprüft. Die fraktografischen und metallografischen Untersuchungen werden weiter verfolgt. Die Bearbeitung des Vorhabens liegt im Zeitplan.

Referenzen

- [1] *ASTM E 1921-09*: Standard test method for deformation of Reference temperature, T_0 , for ferritic steels in the transition range, 2009.
- [2] *ENSI-B01/d*: Alterungsüberwachung, Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen, Entwurf zur externen Anhörung Januar 2010.
- [3] *K. Wallin*: The scatter in K_{Ic} -Results, *Engineering Fracture Mechanics*, vol. 19, no. 6, pp. 1085-1093, 1984.
- [4] Bericht über die Durchführung einer Arbeitsprüfung für KKW Biblis «C» RDB, Lfd.-Nr.: A 0370, Essen, 1986.
- [5] *S. Ritter, H.-P. Seifert*: Characterisation of the lower shell and weld material of the Biblis C reactor pressure vessel, Paul Scherrer Institut, Villingen, Bericht-Nr. 02-01, 2002.
- [6] *DIN EN ISO 6507-1:2006-03 (D)*: Metallische Werkstoffe – Härteprüfung nach Vickers – Teil 1: Prüfverfahren, Deutsches Institut für Normung e.V., Berlin, 2006.
- [7] *U. Eisele, R. Lammert, et al.*: Kritische Überprüfung des Masterkurve-Ansatzes im Hinblick auf die Anwendung bei deutschen Kernkraftwerken, Materialprüfungsanstalt Universität Stuttgart, Stuttgart, Bericht-Nr. 8886 000 000, 2006.
- [8] *DIN EN 10002-1*: Metallische Werkstoffe-Zugversuch, Teil 1: Prüfverfahren (bei Raumtemperatur), Deutsches Institut für Normung e.V., Berlin, 2001.
- [9] *DIN ISO 15579*: Metallische Werkstoffe-Zugversuch (bei tiefen Temperaturen), Deutsches Institut für Normung e.V., Berlin, 2002.
- [10] *DIN 50125*: Prüfung metallischer Werkstoffe-Zugproben, Deutsches Institut für Normung e.V., Berlin, 2008.
- [11] *M.-T. Kirk*: The Technical Basis for Application of the Master Curve to the Assessment of Nuclear Reactor Pressure Vessel Integrity, Division of Engineering Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission Washington, DC 20555-0001, published in http://wba.nrc.gov:8080/ves/view_contents.jsp, ML093540004, 2002.
- [12] *E. Weck, E. Leistner*: Metallographische Anleitung zum Farbätzen nach dem Tauchverfahren Teil I Farbätzen nach Klemm, Deutscher Verlag für Schweißtechnik, München, 1982.

Human Reliability Analysis

Author und Co-author(s)	V.N. Dang, L. Podofillini, J. Kim
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 29 67, vinh.dang@psi.ch, safe.web.psi.ch
Duration of project	2010 to 2012

ABSTRACT

In the Human Reliability Analysis (HRA-IV) Project, models and methods for the analysis of human factors in Probabilistic Safety Assessments (PSAs) of nuclear power plants (NPPs) are developed, applied, and evaluated. The project aims are to a) develop a method for analyzing errors of commission (EOCs) and use it to assess plant-specific EOC risk, b) reduce the variability and uncertainty in the results of HRAs, and c) develop HRA methods for PSAs area event initiators. In 2010, the topics addressed and results achieved include:

- CESA-Q EOC quantification method. PSI's CESA-Q (Commission Errors Search and Assessment) method was compared against two competing methods, examining the approaches as well as their performance in the International HRA Empirical Study. The comparison did not identify major features from these methods to be considered in the revision of CESA-Q.
- Simulator Data for HRA. A new benchmark of HRA methods has started with the support of a U.S. commercial NPP. The simulator study was completed, with the collection and preliminary analysis of the data collected at the plant's full-scope

training simulator. The HRA teams performed a site visit and interviewed plant staff as an input to their predictive analyses, now completed. In this study, PSI is contributing to the comparison and method assessment. Separately, the data from the earlier simulator studies were reviewed to identify insights for HRA analysts to consider in predictive analyses.

- Technical basis for seismic HRA. Seismic HRA refers to accounting for the effect of earthquakes in the estimation of human failure event probabilities. A set of potential seismic-related influences on human reliability was identified. In a next step, these will be used to collect the relevant scientific evidence on these influences as well as to evaluate the earthquake experience of nuclear power plants. A survey of large earthquakes, performed to identify NPPs that have experienced significant seismic motion, showed that the experience of NPPs at safe shutdown earthquake levels and above is limited to a very small number of sites, indicating that experience in other industries will need to be considered to supplement the nuclear experience.

Project goals

Human performance is central to the safe and reliable operation of nuclear power plants and other complex systems. In the Probabilistic Safety Assessment (PSA) of human-technical installations, Human Reliability Analysis (HRA) is the part that addresses the human element. In the HRA, the essential personnel actions contributing to and required in potential accident scenarios are identified, qualitatively analyzed, and their probabilities of failures are estimated. A realistic evaluation of the human contribution is key to a sound evaluation of safety and of the potential weaknesses of a facility. This soundness is important to licensee and regulatory decisions that support and enhance safety in all areas, e.g., plant design, operation, maintenance, and accident prevention and mitigation. The project Human Reliability Analysis (HRA-IV) addresses the following issues

- The analysis of Errors of Commission and, more broadly, decision-related failures, the issue of HRA dependence that is closely related to these, and the recovery of decision failures.
- Variability in the results of HRAs.
- The extension of HRA applications to scopes other than internal initiating events in Full Power and Low Power and Shutdown (LPSD) operating modes, for instance area events.

in four subprojects: 1) **EOC plant-specific pilot study III**, 2) **Quantification of EOCs**, 3) **Simulator data for HRA and HRA method assessment**, 4) **Technical basis for seismic HRA**.¹

The main goals for 2010 were:

Quantification of EOCs

1. A comparison of PSI's method for the estimation of EOC probabilities, the CESA-Q method, with two main competing HRA methods.

¹ In parallel to this research project, PSI/INES supports ENSI through on-call tasks. The tasks related to HRA are mainly oriented towards reviews of the HRAs submitted to ENSI by the Swiss utilities as a part of their Probabilistic Safety Assessments (PSAs). The work carried out within on-calls provides impulses for the research and motivates the development efforts to enhance current methods. As the on-call tasks are funded separately, their specific content and results are not addressed in the present report.

The aim of the comparison, based on their performances in the International HRA Empirical Study, is to identify some of the methodological differences, their influence on method performance, and potential features to be considered in improving CESA-Q.

Simulator Data for HRA and Method Assessment

2. To initiate the analysis of simulator data focusing on scenario-specific HRA insights.

The main objective of the simulator studies performed in support of the HRA benchmarking work (Empirical Study) has been method assessment. One of the tasks related to the simulator data is to derive information on human performance for HRA analysts to take into consideration in predictive analyses.

3. Preparation of the benchmark case in the follow-up study to the HRA Empirical Study.

A second set of tasks relates to the U.S. HRA Empirical Study, a follow-on effort using a U.S. plant full-scope training simulator, specifically benchmark preparation and the data collection in the simulator.

Technical Basis for Seismic HRA

4. Identification of the main issues for seismic HRA and a survey of large earthquakes in areas with nuclear power plants.

The objectives of this work are a) to determine the specific issues for which information needs to be collected and b) to identify nuclear power plants that have experienced significant earthquakes.

The **EOC Pilot Study III** (subproject 1) is planned to start in 2011 and did not have associated technical goals in 2010.

Work carried out and results obtained

Quantification of EOCs

Errors of Commission (EOCs) are PSA Human Failure Events (HFEs) where the personnel performs an action that aggravates an accident scenario. They can be contrasted to HFEs where a required action is not performed. PSI's method for the quantification of EOCs, CESA-Q (Commission Errors Search and Assessment) [1,2], was compared with two other HRA methods, ATHEANA (developed by the US NRC) [3] and MERMOS (developed by EDF) [4]. All three methods emphasize the analysis of the decision aspects of the operator errors.

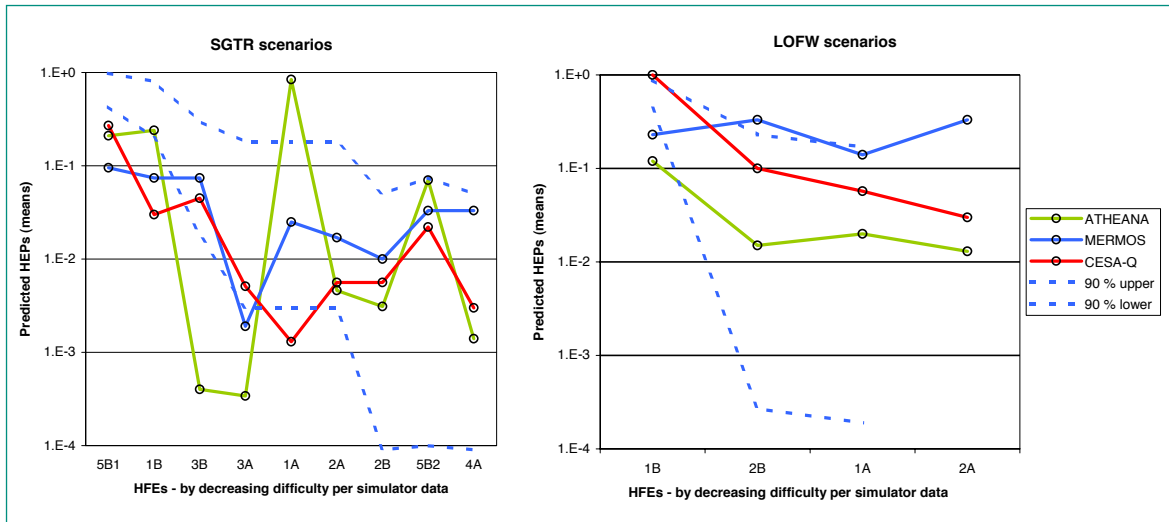


Figure 1: Human Error Probabilities predicted by HRA methods CESA-Q (PSI), ATHEANA (NRC), MERMOS (EDF). Dotted lines: Bayesian uncertainty bounds for the probability from empirical evidence.

The basis for the comparison were the results of the methods in the HRA Empirical Study, an international benchmark of methods based on data from simulated emergency scenarios [5,6]. As in the benchmark, the comparisons examined both the quantitative and qualitative performance of the methods.

The Human Error Probabilities (HEPs) predicted by the methods for the 13 HFEs of the benchmark are plotted in Figure 1, together with the bounds estimated for the reference HEP. On the left are the 9 HFEs relating to Steam Generator Tube Rupture (SGTR) scenarios; the four HFEs on the right relate to the Loss of Feedwater (LOFW) scenarios. A majority of the predicted HEPs fall within the bounds (26 of 39 estimates). Also, for 9 of the 13 HFEs, the estimates from the three methods fall within one order of magnitude. All methods showed an optimistic tendency for the most difficult SGTR tasks

(5B1, 1B, 3B, and 3A on the left); further examination showed that the analyst teams did not anticipate some difficulties of the task.

For PSA, an additional «quantitative» criterion is the ranking of the HFEs. These plots order the tasks from most to least difficult; consequently, an ideal prediction should show a decreasing trend. This can be clearly seen for the first four HFEs in the SGTR case and for the LOFW predictions. The decreasing trend is not maintained for the less difficult tasks of the SGTR scenarios although it should be stressed that the empirical evidence to support the ranking of these tasks is limited.

The qualitative predictions underlying the estimated HEPs are important, for instance, because they point to the issues that need to be addressed to improving safety. Table 1 lists the failure mechanisms identified by the three methods for the failure to initiate feed and

Predicted likelihood of observing mechanism in simulator study	HRA Method A: ATHEANA, M: MERMOS			Reference Data
	A	M	CESA-Q	Observed
Dominant failure mechanism (predicted)				
Crew understands the need for F&B, but fails to complete it before dry-out	Infrequent	Likely	Very likely	Yes
Crew delays F&B, in expectation of possible recovery of feed (from AFW or from condensate pumps)	Unlikely	Likely	Likely	Yes
Crew fail to resolve the failed level indications	Likely	Infrequent	Likely	Yes
Predicted total HEP (mean)	0.12	0.23	1	0.44–0.88 (5 th –95 th %tiles)

Table 1: Comparison of three HRA analyses for the HFE feed and bleed before steam generator dryout in the complex LOFW scenario.

(1) Scale is unlikely, infrequent, likely, very likely, with approximate probabilities (of observing in the simulator study) of 0.01, 0.1, 0.5, close to 1.0).

bleed before steam generator dryout in the complex version of the LOFW scenario. The middle columns indicate the likelihood of observing the mechanism in the simulator predicted by each method for the respective mechanisms. The right-hand column indicates whether the mechanism was observed.

A remarkable consistency is the fact that all methods predicted the same three dominant failure mechanisms for this HFE and that all of these mechanisms were observed. On the other hand, despite identifying the mechanism, ATHEANA assessed two of these with low probabilities and MERMOS assessed a low probability for one mechanism. The assessments in part contribute to the predicted HEPs being low compared to the CESA-Q estimate and below the 5th percentile empirical bound. This finding is HFE-specific and is not generalizable; however, it underscores the importance of combining a good qualitative analysis with quantification.

Although the Empirical Study assessments and the newly performed comparisons performed are based on a limited set of HFEs, the results show that the performance of the CESA-Q method in qualitative and quantitative terms is comparable to two of its main competitors.

Generally, the evaluation of the CESA-Q quantification method in the International HRA Empirical Study was positive, in terms of its ability to predict which factors influence the operator performance as well as of the operator's failure probability.

Simulator Data for HRA and Method Assessment

In the HRA Empirical Study, simulator studies were performed to collect reference data on the performance of crews in simulated emergencies; the collected data were then compared to the qualitative and quantitative predictions made by analysis teams using various HRA methods. The work performed in 2010 fell into two areas. The aim of the first area is to draw insights from the simulator studies for HRA analysts to take into consideration in predictive analyses. The second area of work related to the follow-on Empirical Study made possible through a cooperation of the U.S. Nuclear Regulatory Commission and a U.S. utility. The OECD Halden Reactor Project and member organizations including PSI, through ENSI support, are contributing to this follow-on study.

In the 2006–2009 HRA Empirical study, the benchmarking scenarios were base case and complex case Steam Generator Tube Rupture (SGTR) scenarios and base and complex case Loss of Feedwater (LOFW) sce-

narios including 4, 5, 2, and 2 Human Failure Events or HFEs, respectively). These studies have provided performance data for a) ruptured steam generator isolation, b) cooldown and depressurization in SGTR, c) isolation of leaking PORV, d) restoration of Auxiliary Feedwater in Loss of Feedwater scenarios, and e) initiation of Primary Feed and Bleed. These HFEs and operator actions are common to most Pressurized Water Reactor (PWR) Probabilistic Safety Assessments (PSAs). Although there will be some differences in plant features, emergency operating procedures, and training, the observation data is being analyzed in on-going work (to be reported in 2011) in terms of more generic insights that could be considered in HRAs for other plants.

One observation related to operator behaviour more generally concerns the use of diverse, alternative indications to verify an indication or plant state. In two situations in which diverse indications were needed to support the crews' response to the scenario, all of the crews' did not meet the trainer expectations that they were likely to check these indications. There may be a tendency to focus solely on the indications listed in the procedures, in particular when the crew's expectations for the plant response were met or when the deviations of the parameter values were relatively small and could be explained by other events. Other, more scenario-specific observations relate to cooldown and depressurization. In cooling down the primary system, some crews used steam dump at a maximum rate setting, inadvertently triggering the steam line isolation signal. While alternative cooldown options are available, the automatic steam line isolation leads to delays in the completion of the cooldown and the need to restore (unisolate) the steam line or to work around represents an added load for the crew.

A second example of a scenario-specific finding concerns the priority placed by many crews on the restoration of Auxiliary Feedwater (AFW) in Loss of Feedwater situations. This priority is justified and corresponds to the procedural guidance. While most crews monitored the feed and bleed criterion, which is a continuously applicable step, there was a strong focus on the restoration of AFW that could interfere with the timely initiation of feed and bleed. In general, these behaviours had a more significant impact in the complex case scenarios. Since the base case scenarios are closer to the more probable design-basis scenarios, the emergency procedures are more optimal, the plant response corresponds to the evolution anticipated in the procedures, and there is more time available for the operator response. In con-

trast, complex case scenarios were designed to make the straightforward application of the procedures more difficult and to require more knowledge- and training-based decision-making from the crews.

With regard to the U.S. HRA Empirical Study, Idaho National Laboratory, OECD Halden, and the U.S. utility collected operator performance data in January 2010. The simulated emergency scenarios included a Loss of Component Cooling Water with a potential to induce a reactor coolant pump seal Loss of Coolant Accident, a Loss of Feedwater event with an induced Steam Generator Tube Rupture (SGTR), and a base case SGTR. The benchmark design in this study involves multiple analysis teams using each HRA method assessed in the study: 3 Cause-Based Decision Tree (EPRI Calculator) teams, 2 SPAR-H teams, 3 ATHEANA teams, and 2 ASEP teams. The HRA teams visited the nuclear power plant during June, in order to observe plant crews in the simulator (on unrelated scenarios) and to interview plant personnel. The majority of HRA teams submitted their HRA analyses at the end of 2010. In December, the empirical reference data were presented to the assessment group and the review of this data was initiated in a two-day meeting.

Technical Basis for Seismic HRA

Seismic HRA refers to the adjustments to human failure event probabilities to account for the effect of earthquakes. There are several approaches for selecting these adjustments; one of these is the use of multipliers to be applied to the baseline failure probabilities, with increas-

ingly large multipliers used for stronger earthquakes, where the baseline refers to the failure probabilities estimated for similar actions in non-seismic scenarios. The earlier American Nuclear Society «External Events in PRA Methodology Standard» (ANSI/ANS 58.21-2007) [7] noted, however, that the basis for seismic adjustments is not well developed. Furthermore, the multipliers and the earthquake magnitude ranges to which they apply vary significantly among studies. In this work, the improvement of the technical basis for seismic HRA is addressed in three parts. First, what mechanisms or influences on human reliability should the adjustments account for? Second, what is the state-of-knowledge concerning these influences? Third, what influences on human performance during and especially following earthquakes have been observed?

The justification and discussions in the documentation of selected seismic HRAs and related reports were reviewed in order to identify a preliminary set of potential seismic-related influences on human reliability. These influences are: disabling injuries to personnel, increased stress from various sources, and seismic-related additional workload. Earthquakes and seismic damage additionally affect whether operator actions can be credited in a seismic scenario, through damage to equipment and I&C, damage and loss of habitability of control rooms, and impaired physical access for actions outside the control room and for plant damage assessment. These additional impacts are frequently discussed in connection with operator actions in the seismic PSA

Earthquake	Magnitude and fatalities	Nuclear power stations (distance from epicenter)
1989, Oct 17, Loma Prieta, CA, USA	Richter 6.9 (63 fatalities)	Diablo Canyon (~200 km)
1994, Jan 17, Northridge, CA, USA	Richter 6.9 (60 fatalities)	San Onofre (112 km)
2003, Dec 22, San Simeon, CA, USA	Richter 6.5 (2 fatalities)	Diablo Canyon (56 km)
1999, Sept 21, Taiwan (Ji-Ji/Chichi) earthquakes	Richter 7.6 (2162 fatalities)	Chinshan, Kuosheng, Maanshan (all > 175 km)
2006, Dec 26, Hengchun, Taiwan	7.1 Mw (2 fatalities)	Maanshan (34 km)
1995, Jan 17 Great Hanshin (Kobe), Japan	6.8 Mw, Richter 7.2 (6434 fatalities)	Takama and Ohi (130 km) Mihama (180 km) Osaka and Kyoto research reactors
2004, Oct 23, Chuetsu, Japan (=Mid Niigata Prefecture Earthquake)	6.9 Mw (40 fatalities)	Kashiwazaki-Kariwa (~23 km)
2005, Aug 16, Miyagi (Honshu), Japan	7.2 Mw (none reported)	Onagawa (48 km)
2007, July 16, Chuetsu, Japan (offshore)	6.6 Mw (13 fatalities)	Kashiwazaki-Kariwa (16 km)
2009, August 11, Suruga Bay, Japan	6.5 Mw (none reported)	Hamaoka (40 km)

Table 2: Selected major Pacific Rim earthquakes and related nuclear power stations.

but are not related to human reliability. In addition, the methods for accounting for these impacts are based on the fragility analysis of the related equipment and structures, for which there is an established state of the art. Consequently, these influences will be explicitly excluded from this work.

With regard to the earthquake experience, a survey of large earthquakes was performed to identify nuclear power plants for which relevant experience may be collected. This survey focused on the Pacific «rim of fire», which refers to the area surrounding the Pacific Ocean with large numbers of earthquakes. Table 2 lists some of the major earthquakes found in California, Japan, and Taiwan, where nuclear power plants are located. The table relies on information from [8, 9] and other sources. The fatalities reported are indicative of the combination of earthquake strength and population density; note that none of the reported fatalities are associated with the nuclear power stations. The only cases in which the facility's safe shutdown earthquake (in Japan, the upper limit design basis extreme earthquake ground motion) was exceeded are the 2007 Chuetsu earthquake in Japan in which 4 units shut down automatically at Kashiwazaki-Kariwa (all 4 units not in outage) and the 2005 Honshu earthquake where the 3 Onagawa units shut down automatically [9]. In the remaining cases, the earthquake ground motion at the plant was below or near the operating basis earthquake, the level for which the reactor is designed to be able to continue operating safely (although many plants are set to trip at levels below the operating basis earthquake and did so).

The survey indicates that the experience of NPPs at safe shutdown earthquake levels and above is limited to a very small number of sites. For this task, this suggests that the nuclear experience with seismic events will need to be supplemented with experience with other types of facilities and services. Secondly, the development of the technical basis will require the consultation of experts in the disciplines of human factors and psychology, concerning injury and stress responses in earthquakes, and experts in the nuclear field and other domains, with regard to emergency and crisis response scenarios, expectations, and experience.

National Cooperation

The research within the HRA project is oriented to issues relevant for the Swiss nuclear power plants and to the conditions at these facilities. Although events

from the international experience are used in the work, e.g. to identify error mechanisms in a broad range of settings, the interpretation and application of this information is oriented to the Swiss situation. It considers the procedures and practices at each of the Swiss plants.

A Swiss nuclear power plant provided project staff with the opportunity to observe crew training sessions in the plant's full-scope simulator. The specific aim of these simulator observations relate to the project task on the guidance and methods for performing simulator studies for HRA (subproject **Simulator Data for HRA**). As noted below, this work is performed in cooperation with EDF Research and Development.

Davide Mercurio defended his Ph.D. dissertation, «Discrete Dynamic Event Tree Modeling and Analysis of Nuclear Power Plant Crews for Safety Assessment», at the ETH Zurich in Nov. 2010, in work advised by Prof. W. Kröger of the ETHZ Laboratory for Safety Analysis (together with V.N. Dang). This work was supported by the HRA-III Project.

International Cooperation

In a follow-on effort to the International HRA Empirical Study, PSI is contributing to the benchmark design and HRA method assessment. The U.S. HRA Empirical Study is a cooperation between the U.S. Nuclear Regulatory Commission and a U.S. utility, using its full-scope training simulator. The OECD Halden Project is also supporting the study with its staff as part of the Project's Joint Programme, to which Switzerland (ENSI) contributes. Additionally, a diverse group of partners including industry, regulators, and research institutes, are contributing on the assessment group as well as in the HRA analyst teams. In addition to PSI, these include EPRI, Sandia National Laboratories, Idaho National Laboratory, SAIC, all US; NRI, Czech Rep.

PSI is participating in a task group within the OECD NEA/Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI), «Establishing Desirable Attributes of Current Human Reliability Assessment Techniques In Nuclear Risk Assessment». This task, led by the U.K. Nuclear Installations Inspectorate, is a joint task of the Working Group on Human and Organizational Factors and the Working Group on Risk Assessment. Its aim is to perform an international technical evaluation of HRA methods, considering criteria shared by the member countries and other common criteria.

The work related to crew-plant simulation for safety assessment is supported by a cooperation with the University of Maryland (Prof. A. Mosleh), on the ADS software tool for dynamic event tree analysis [10].

Assessment 2010 and Perspectives for 2011

Quantification of EOCs

1. A comparison of PSI's method for the estimation of EOC probabilities, the CESA-Q method, with two main competing HRA methods.

CESA-Q was compared to the ATHEANA and MERMOS HRA methods on the basis of the analyses performed in the frame of the International HRA Empirical Study. The comparison report will be completed in early 2011. The main objective for 2011 is the revision of the method guidance, focusing on traceability and scope.

Simulator Data for HRA and Method Assessment

2. To initiate the analysis of simulator data focusing on scenario-specific HRA insights.

The derivation of scenario-specific insights to be considered by HRA analysts in performing plant-specific analyses was started. The findings so far support the premise that simulator studies can identify scenario-specific issues that can be relevant for the HRA of other nuclear power plants (at a qualitative level). The completed analyses will be documented in a report in 2011.

3. Preparation of the benchmark case in the follow-up study to the HRA Empirical Study.

In the U.S. Empirical Study, the simulator study was carried out in January 2010. As of December, nearly all HRA analysis teams have submitted their predictive analyses, based on the information package containing scenario and human failure event descriptions, relevant emergency procedures, and on plant visits. The empirical reference data was reviewed by the assessment group in December. The comparisons of predictions and reference data are planned for early 2011, with a project workshop aimed at reviewing the method assessments scheduled for mid-2011.

Technical Basis for Seismic HRA

4. Identification of the main issues for seismic HRA and a survey of large earthquakes in selected areas with nuclear power plants.

This work has been completed and will be the basis for a questionnaire for interviews with three types of

experts: 1) scientists and specialists in human factors and psychology, 2) nuclear power plant experts, and 3) specialists in emergency response and planning in other industries. The questionnaire will include separate sections dedicated to a) scientific results on the main factors affecting performance, b) earthquake experience in nuclear power plants and other types of facilities, and c) earthquake response planning assumptions and expectations. The earthquake experience at NPPs will be documented in a report in 2011.

Publications

- *L. Podofillini, D. Mercurio, V.N. Dang, E. Zio*, Dynamic Safety Assessment: Scenario Identification Via A Fuzzy Clustering Approach, *Reliability Engineering and System Safety*, 95, 2010, pp. 534–549.
- *R.L. Boring, J.A. Forester, A. Bye, V.N. Dang, E. Lois*, Lessons Learned on Benchmarking from the International Human Reliability Analysis Empirical Study. Proc. 10th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM10), Seattle, USA, 7–11 June 2010.
- *V.N. Dang, S. Massaiu, A. Bye, J.A. Forester*, Quantitative Results of the HRA Empirical Study and the Role of Quantitative Data in Benchmarking. Proc. 10th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM10), Seattle, USA, 7–11 June 2010.
- *J.A. Forester, E. Lois, V.N. Dang, A. Bye, G.W. Parry, J.A. Julius*, Lessons Learned on Human Reliability Analysis (HRA) Methods from the International HRA Empirical Study. Proc. 10th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM10), Seattle, USA, 7–11 June 2010.
- *D. Mercurio*, «Discrete Dynamic Event Tree Modeling and Analysis of Nuclear Power Plant Crews for Safety Assessment», Doctoral Thesis, ETH Zurich, Dec. 2010.
- *D. Mercurio, V.N. Dang*, Use of dynamic event trees to model variability in crew time performance, Proc. 10th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment & Management (PSAM10), Seattle, USA, June 15–18, 2010.
- *J. Kim, L. Podofillini, P. Le Bot*, Development of a Questionnaire for Characterization of Emergency Operation System: toward a Better Understanding of Crew Behavior, Proc. 10th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM10), Seattle, USA, 7–11 June 2010.
- *L. Podofillini, V.N. Dang, O. Nusbaumer, D. Dres*, Identification of Errors of Commission for a Swiss Nuclear

Power Plant: application of the CESA method. Proc. Eur. Safety and Reliability Conference (ESREL 2010), Safety, Reliability and Risk Analysis, Rhodes, Greece, 5–9.10.2010, p. 2429–2436, ISBN 978-0-415-60427-7.

- L. Podofillini, B. Reer, Assessment of the CESA-Q HRA method against simulator data, Proc. Eur. Safety and Reliability Conference (ESREL 2010), Safety, Reliability and Risk Analysis, Rhodes, Greece, 5–9 September 2010, p. 2419–2428, ISBN 978-0-415-60427-7.

References

- [1] B. Reer, Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, LEA 09-302, Paul Scherrer Institut, Villigen PSI, Nov. 2009.
- [2] L. Podofillini, B. Reer, Comparing CESA-Q human reliability analysis with evidence from simulator, a first attempt, Proc. ESREL'08, Safety, Reliability and Risk Analysis, Valencia, Spain, 22–25.09.2008, p. 233–241.
- [3] US NRC, ATHEANA User's Guide, NUREG-1880, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA, 2007.
- [4] P. Meyer, P. Le Bot, and H. Pesme, MERMOS : An extended second generation HRA method, Proc. IEEE 8th Annual Conf. on Human Factors and Power Plants. IEEE: Monterey, CA, USA, 2007.
- [5] E. Lois, V.N. Dang, J. Forester, H. Broberg, S. Massaiu, M. Hildebrandt, P.Ø. Braarud, G.W. Parry, J.A. Julius, R. Boring, I. Männistö, A. Bye, International HRA Empirical Study – Phase 1 Report: Description of Overall Approach and Pilot Phase Results from Comparing HRA Methods to Simulator Performance Data, NUREG/IA-0216 Vol. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 2009.
- [6] E. Lois, V.N. Dang, G. Parry, J. Forester, H. Broberg, S. Massaiu, R.L. Boring, P.O. Braarud, H. Broberg, J. Julius, I. Männistö, P. Nelson, A. Bye, «International HRA Empirical Study –Phase 2 Report, Results from Comparing HRA Methods to HAMMLAB Simulator Data on SGTR Scenarios, Halden Work Report HWR-915, March 2010.
- [7] American Nuclear Society, External Events in PRA Methodology Standard. ANSI/ANS-58.21-2007 (historical), 2007.
- [8] U.S. Geological Survey, Historic Earthquakes – selected earthquakes of general historic interest, <http://earthquake.usgs.gov/earthquakes/world/historical.php>, retrieved Sept. 2010.
- [9] World Nuclear Association, Nuclear Power Plants and Earthquakes, Nov. 2010, <http://www.world-nuclear.org/info/inf18.html>, retrieved Nov. 2010.
- [10] Y.J. Chang, D. Mercurio, V.N. Dang, A. Mosleh, Recent Developments and Insights from Application of ADS-IDAC Dynamic PRA Platform, Proc. 9th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9), Hong Kong, China, 18–23.05.2008.

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland

Author und Co-author(s)	H. Ferroukhi, A. Manera, A. Vasiliev, G. Khvostov and Project Team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch http://stars.web.psi.ch
Duration of project	1.1.2010 to 31.12.2012

ABSTRACT

For 2010-2012, STARS has for its collaboration with ENSI initiated a new project phase characterised on the one hand by an increased support for deterministic plant safety analysis and on the other hand, by a consolidation of the R&D activities around four main research lines: reference model development and assessment for the Swiss reactors, advanced higher-order methods, coupled multi-physics methodologies and safety evaluations of GIII/III+ designs.

During 2010, progress was achieved in many technical activities considered as key R&D areas for the new project phase. Among others, the following can be mentioned: CFD Large-Eddy-Simulations for thermal fatigue related mechanisms were carried out on the Swiss national supercomputing centre; an assessment of advanced sub-channel codes for local safety parameter evaluations was performed through participation to an on-going international benchmark; updates of the KKL and KKG core models to the latest available cycles were conducted along with the development of the required associated CMSYS modules; a trend and correlation analysis methodology for enhanced validation of 2-D/3-D core analysis methods was established and applied for the KKB1 reactor; the development of a BWR stability methodology based on SIMULATE-3K was started and a preliminary validation carried out for

the KKL cycle 19 stability tests; the establishment of a non-axis symmetric modelling capability in FALCON for the analysis of non-classical PCI mechanisms was initiated in the perspective of studying recent KKG fuel rod failures; an evaluation with the coupled FALCON/GRSW-A codes and using TRACE Boundary conditions of EPR fuel rod behaviour during LOCAs was performed, revealing a sufficient margin to cladding rupture although with a certain sensitivity on the cycle length.

These above types of R&D activities are aimed at continuously strengthening the project's capacity to provide scientific support and in that framework, the project team consolidated during 2010 its support to ENSI on TRACE modelling of the Swiss reactors and deterministic plant safety analyses. For the On-Calls, focus was given on KKG related analyses. And in that context, while the effect of the axial power shape on LBLOCA analyses could be addressed using the TRACE code along with CMSYS core models, the evaluation of the KKG Cycle 30 core start-up procedure was delayed due to the non-availability of the necessary information to correctly model and describe the Aeroball detector system. The only other significant deviation from the objectives concerns the NURISP project where, similarly as last year, no substantial progress could be achieved due to the non-availability of the NURISP codes until mid of the year.

Project goals

During 2010, the STARS project initiated for the collaboration with ENSI, a new project phase characterised on the one hand by an increased support for deterministic plant safety analysis and on the other hand, by a consolidation of the R&D activities around four main research lines: reference model development and assessment for the Swiss reactors, advanced higher-order methods, coupled multi-physics methodologies and safety evaluations of GIII/III+ designs. This document presents the status and progress related to the activities carried during 2010 in the framework of this new ENSI project phase. The project objectives for 2010 were as follows.

Performance of On-Calls according to 2009 STARS/ENSI bilateral plan
Safety analyses with TRACE of EPR, incl. SBLOCAs, LBLOCAs and MSLB, and application of CFD for boron dilution
Assessment of FLICA and CFD towards development of Sub-Channel Methodology
Application of Dynamical Coupled CFD/TRACE model for selected PWR Transient
Development and Optimisation of CRONOS/FLICA numerical coupling schemes within NURISP SP3
Further development of TRACE/S3K coupling scheme and associated modelling methodologies for the Swiss Plant/ Core models
Core Model Updates for CMSYS KKG Cycles 22–30 and Assessment of CASMO-5 also for full 2-D core analyses
Development of BWR Stability Analysis Methodology using S3K and on the basis of KKL
Establishment and assessment of deterministic neutronic uncertainty propagation methods
Development of APOLLO-2 lattice computational routes for nodal and cell cross-section libraries within NURISP SP1
Development of non-axis symmetric modelling capability in FALCON
Assessment of MOX Models in FALCON and/or application to CABRI WL tests
Pre-analysis and post-analyses of next HALDEN LOCA test with high-burnup KKL fuel

Deterministic Plant Safety Analysis for the Swiss Reactors

The migration of the models for all Swiss nuclear power plants (NPPs) to the TRACE code and the corresponding validation efforts have during 2010 continued. In particular, the input decks for KKB, KKG and KKM were finalized ([1], [2], [3], [4]). The KKL deck was moreover consolidated and extended, including a coupling to a

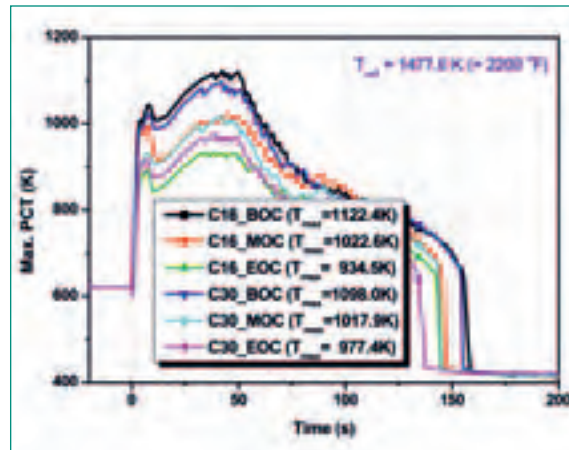


Figure 1: TRACE LBLOCA Analyses for KKG.

full 3-D core model, as part of studies on anticipated transients without scram (ATWS). Scoping calculations on ATWS were also carried out for KKM, starting however in this case with point-kinetics for the evaluation of the neutronics feedbacks. The KKG model was extended in order to answer an ENSI On-Call request concerning the assessment of the plant response to a Large-Break Loss-of-Coolant Accident (LBLOCA). Using the CMSYS KKG core models as basis, the TRACE maximum peak cladding temperature (PCT) was studied for several axial power profiles. As shown in Figure 1, the PCT is for all cases found to lie below the prescribed safety limits. Finally, all the TRACE decks of the Swiss plants were transferred to the ENSI/DESA group and coaching activities were organized in order to assist the DESA group in the use of TRACE and the performance of transient analyses for the Swiss NPPs. An intensive 5-days training course on TRACE for the new members of the ENSI/DESA group was also organized and carried out by the project.

Trace Code Assessment for LWR Safety Analyses

The continuous assessment of TRACE for best-estimate LWR safety analyses constitutes a central pillar of the STARS project and has therefore continued to be a central work area during 2010. This relates to several fields of activities that were conducted, from detailed studies of important physical mechanisms [5] to code assessment within various international benchmark programs ([6], [7], [8], [9]).

And considering that the project aims at continuing its efforts towards developing expertise for GIII/III+ designs [10], the participation to international benchmark programs revealed to be particularly valuable also in that context. Indeed, a scaling Small-Break-LOCA (SBLOCA)

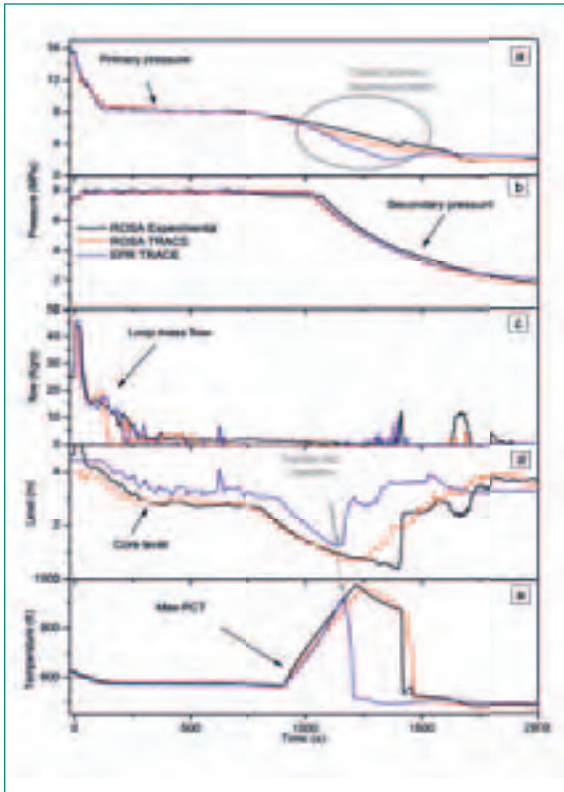


Figure 2: ROSA Scaled SBLOCA Analyses of EPR.

calculation from the ROSA/LSTF facility was performed with the EPR TRACE model [11]. This scaling calculation was primarily made in an attempt to evaluate the nodalization parameters and to identify eventual errors in the EPR nodalization. And when evaluating the results, it was found that all the main trend variables were in accordance with the experiment. But as shown in Figure 2, one main difference is the faster depressurization of the primary system after that reflux condensation has stopped. This could be explained by the geometry differences in the RPV. Indeed, the amount of volume above the coolant line is proportionally larger in the EPR. Therefore, when reflux condenser conditions are broken and the primary pressure starts to decrease, the empty space in the system is larger in the EPR, leading to a faster depressurization. This in turn means that the accumulator set points will be reached faster and the core reflooded earlier, which consequently implies that a lower PCT can be expected for the EPR reactor. Regarding LBLOCA analyses for the EPR, a preliminary TRACE analysis was also carried out and the results were compared against the vendor S-RELAP5 based solution [11]. The main trends for this calculation were found to be in agreement with the vendor analyses noting however that for both the first and second peaks, lower PCTs were calculated with the PSI TRACE model.

Based on the scaled SBLOCA and LBLOCA analysis findings, it was concluded that no further changes to the TRACE EPR nodalisation are at this stage necessary.

Sub-Channel Methodology and Advanced CFD Simulations

Within the STARS project efforts are being dedicated to the introduction of sub-channel methodologies aimed at the determination of the safety margin in the hot channels of LWRs fuel assemblies. The subchannel code FLICA4, developed by CEA (France, and the computational fluid dynamics (CFD) code STAR-CD, developed by CD-ADAPCO, are employed. FLICA4 includes a full three-dimensional set of two-phase balance equations combined with a k-epsilon model to take into account turbulence, which is important for the computation of the cross-flows among assembly sub-channels. CFD codes instead are being established as the new frontier of state-of-the art methods for sub-channel analyses. In order to assess the range of validity and the accuracy of FLICA4 and STAR-CD for LWR applications, the STARS project is taking part to an international benchmark based on the NUPEC PWR subchannel and bundle tests (PSBT) organized by OECD/NEA and US NRC. The first exercise of the benchmark is concerned with steady-state single subchannel measurements, which can be used to assess and improve the current models of void generation and void distribution within a subchannel. The results obtained with the FLICA4 code [12] are reported in Figure 3. It is found that a reasonable agreement with the experimental data is obtained when the Chexal-Lellouche correlation is employed for the drift-flux model. A systematic underestimation of the void fraction is instead found for void fractions higher than 10 % when the Ishii correlation is employed.

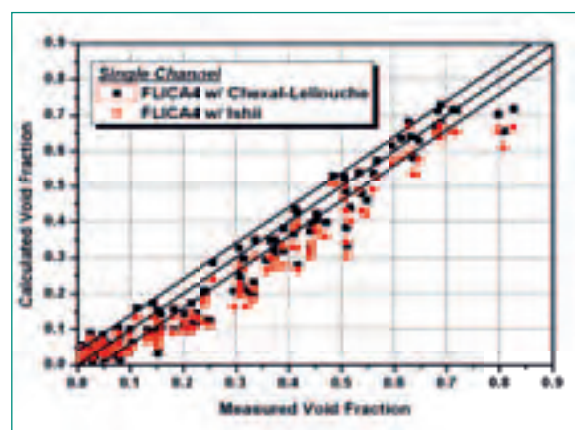


Figure 3: Prediction of FLICA4 void-fractions in single subchannels using Chexal-Lellouche and Ishii.

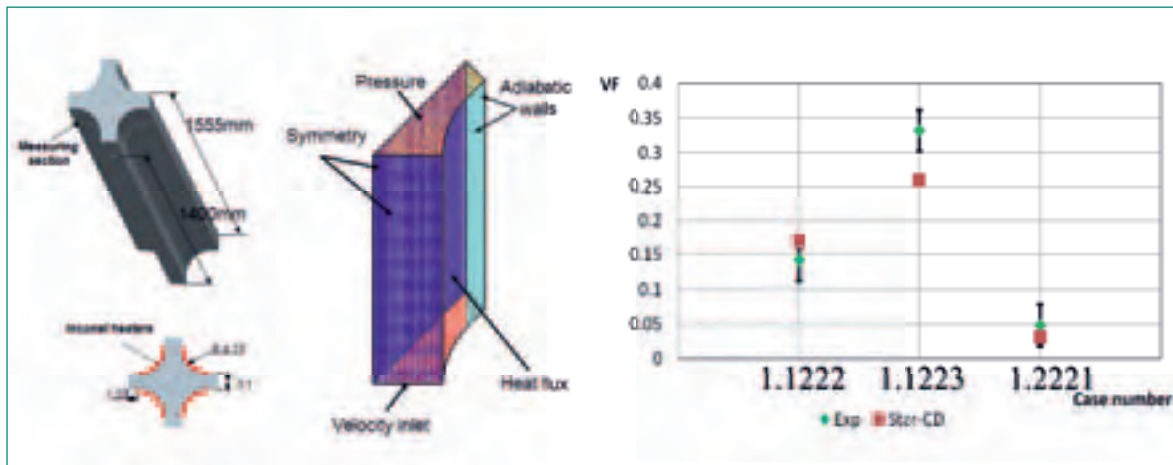


Figure 4: CFD model of test section (left) and void-fraction predictions for selected cases (right).

The employment of CFD codes for subchannel codes requires still major efforts in the development of appropriate two-phase models which includes boiling. And as shown in Figure 4, significant void under-predictions are obtained for void-fractions above 15% when the CFD code STAR-CD is employed. Therefore, a collaboration with the developers of the STAR-CD two-phase and boiling models has been initiated. Within this collaboration, the STARS project is testing and validating more advanced models currently not distributed in the official version of the code.

Core Modelling of the Swiss Reactors

Up to 2009, core models for KKM, KKB1 and KKB2 had been brought «in-line» with the objective of having reference validated models up to the latest completed cycle for which plant data is available. During 2010, significant efforts were invested to achieve the same status for the KKL and KKG models. For KKL, models for Cycles 22–24 were developed using CASMO-4E with the more

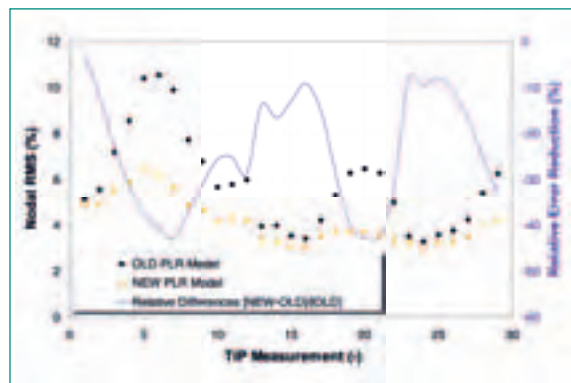


Figure 5: Effects of Enhanced PLR Fuel Modelling on CMSYS KKL Model Accuracy.

recent JEF-2.2 library and no spacer void model [16]. To ensure a consistent set of code/methods, all models of KKL Cycles 1–21 were also updated. In that context, an enhanced 2-D lattice modelling approach for nuclear segments containing partial length rods (PLR) was introduced. With all these updates, the previous core modelling difficulties, reflected by a strong increase

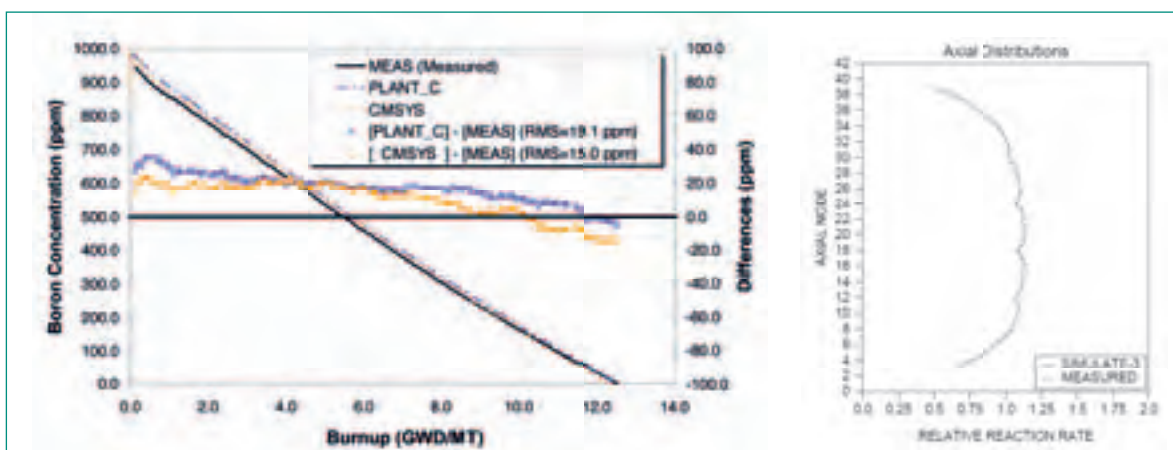


Figure 6: KKG Cycle 30 – Critical Boron (left) and BOC Core-Average Axial Power (right).

of the RMS error at Middle-of-Cycle (MOC) for recent PLR dominated cores, could as shown in Figure 5 be significantly reduced, leading thereby to a substantially higher accuracy for the CMSYS KKL models reaching now nodal RMS around or below 4 %.

Regarding KKG, models for cycles 22–30 where both MOX and ERU fuel gradually started to be utilised were developed. For each cycle, the validation of the models has been made against plant measurements of the soluble boron concentration and of 3-D Vanadium reaction rates measured with the Aeroball (AB) detector system. On the left-hand side of Figure 6, the Cycle 30 boron concentration calculated with the PSI CMSYS model is compared to the measured data as well as to the vendor calculation provided by the plant (PLANT_C). The CMSYS model shows a satisfactory performance with actually, a smaller boron RMS error over the cycle compared to the plant calculation. On the right-hand side of Figure 6, the calculated versus measured core-average axial reaction rate distributions at BOC 30 are shown. This illustrates that the 3-D power distributions are qualitatively well captured with the CMSYS models. However, further studies are currently being conducted to enhance the quantitative agreement. On the one hand, more detailed bottom reflector models might be necessary because of fuel assembly designs with different active lengths. On the other hand, a description of the AB system has not been available until very recently, preventing thereby to assess the reliability of the 3-D reaction rate predictions. Now with the available data, refinements of the AB detector modelling have been initiated and studies are being conducted to assess the capabilities of the codes to adequately handle this type of detector system.

Trend Analysis of PWR Core Model Accuracy

Although the development of higher-order neutron transport methods [17] remains an attractive objective, conventional few-group nodal diffusion codes will for the foreseeable future continue to be the principal methods for LWR core analyses. For such codes, RMS values of the differences between calculated vs. experimental reaction rates are typically used as principal «performance metrics» for the Verification and Validation (V&V) procedure. These metrics do however neither provide information regarding the eventual presence of much larger errors at the local level nor reveal eventual patterns in the local errors.

To address this, the development and integration within CMSYS of a trend analysis methodology was initiated during 2010. More precisely, a study was conducted to investigate the capability of the KKB1 models to reproduce in-core neutron flux measurements for a total of 21 cycles [18]. This study was made pos-

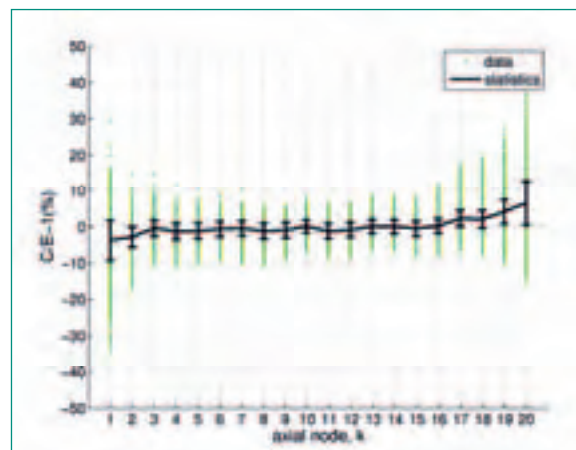


Figure 7: Local Error Analysis as function of Axial Elevation (All KKB1 Cycles).

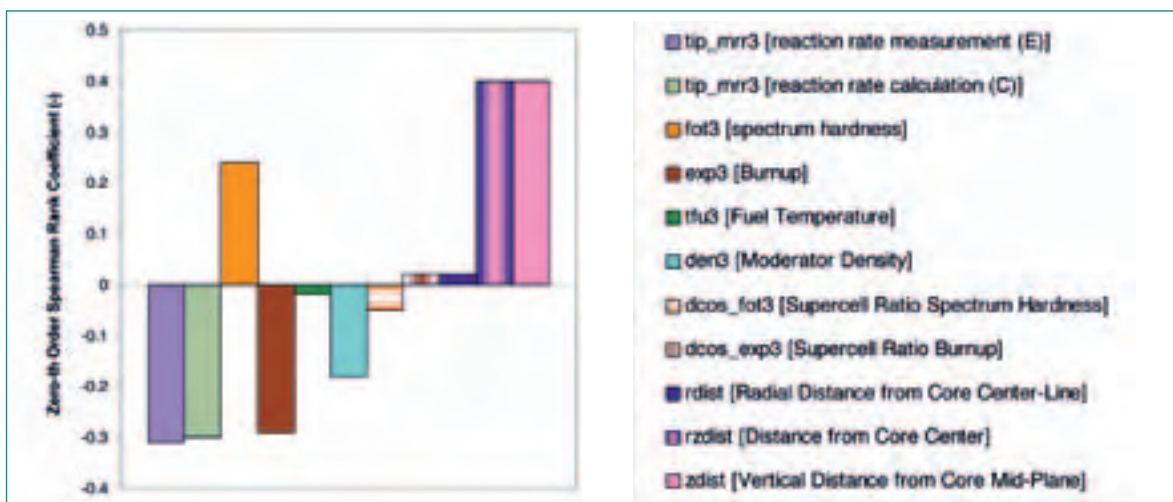


Figure 8: Zero Order Spearman Rank Coefficients for Selected Parameters (All KKB1 Cycles).

sible, first by the modification of the S3CORE code to output detailed local 3D measured fission rates and second, by the development of the CMSYSTIP toolbox a) to allow for investigations of trends with respect to different variables (e.g. fuel temperature), b) to determine the assemblies/nodes with highest contribution to the total RMS error, and c) to calculate correlation between errors and local/core parameters. Using this methodology, it was found, as shown in Figure 7, that the highest errors appear at the core axial peripheries where mean C/E-1 errors of 7 % are observed for the top nodes and -4 % for the bottom nodes, noting moreover that the maximum C/E-1 error can reach at times much higher values ($\pm 40\text{--}50\%$). The trend analysis was thereafter complemented by introducing a correlation analysis to understand the reasons for the observed large local differences. To that aim, Spearman partial rank correlations of IC/E-11 were estimated for a set of local parameters as illustrated in Figure 8 based on all measurements for all cycles. Whereas one can for instance observe a reduction of the error with increased burnup (negative rank coefficient), a larger distance from the core centre will tend to increase the local error. Although not presented here, first-order correlations were also investigated and showed that the large relative errors at the axial periphery could not be explained by other variables (e.g. low moderator density). On that basis, the main areas suggested for enhancements of the CMSYS KKB1 models were identified as follows: top and bottom axial reflector models, MOX assembly models and control rods models.

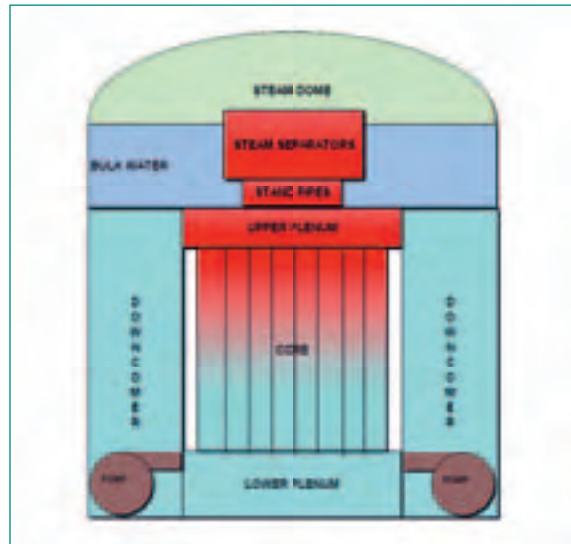


Figure 9: Overview of S3K Vessel Model for BWR Stability Analysis.

Development and Assessment of S3K for BWR Stability Methodology

The transition from the previous PSI BWR stability methodology using RAMONA-3 (R3) to a new approach based on the CMSYS core models along with the SIMULATE-3K (S3K) 3-D kinetics code (S3K) was launched during 2010. As starting point, a complete S3K vessel model as illustrated in Figure 9 was developed for KKL, comprising thus reactor core as well as a series of 1-D components for the vessel loop: upper plenum, steam separator, bulk water region, downcomer, recirculation loop, lower plenum, steam dome and jet pumps. For the core, all data is directly transferred from the corresponding CMSYS models.

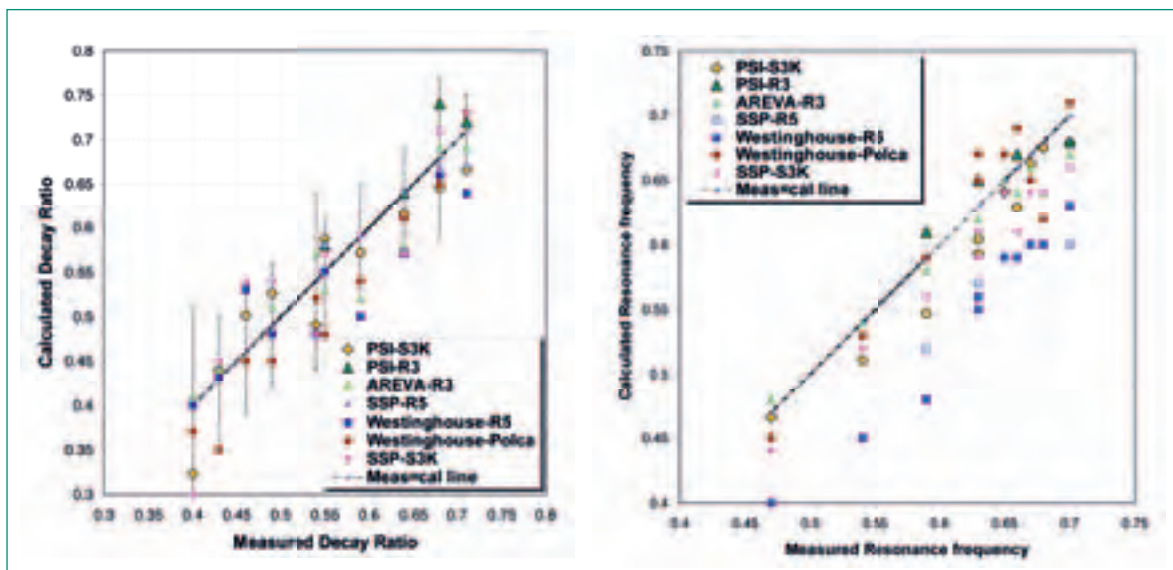


Figure 10: KKL Cycle 19 Stability Test Analyses – Decay Ratio (left) and Resonance Frequency (right).

For a first validation, the KKL Cycle 19 stability tests were analysed and the results were compared to both stability measurements as well as to a wide range of other analytical solutions previously submitted for a benchmark study organised by the plant [20]. These previous solutions include: PSI-R3 (previous PSI methodology using RAMONA-3), AREVA-R3 (AREVA using RAMONA-3), SSP-R5 (Studsvik Scandpower using RAMONA5), SSP-S3K (Studsvik Scandpower using S3K), Westinghouse-R5 (Westinghouse using RAMONA-5), and Westinghouse-Polca (Westinghouse using Polca-T). For the new PSI S3K solutions added here, it must be underlined that the analyses were made in a complete independent manner from the other benchmark participants, using as only basis, the in-house CMSYS KKL core models also developed/updated during 2010 (see previous section).

The results are shown in Figure 10 where the decay ratios are shown on the left-hand side while the resonance frequencies are shown on the right hand side. For the later, the new PSI S3K results show a similar trend as most other participants, namely a tendency to underestimate the core natural frequency. On the other hand, no particular trend is observed for the decay ratio for which the new PSI S3K model yields for all tests, results well within the uncertainty intervals and in fact, shows a similar if not better overall performance than the other models. Hence although this only constitutes a very first validation case, it certainly provides confidence in the consolidation and enlargement of the validation basis for the new PSI S3K based stability methodology.

Assessment of FALCON and further Development for PCI Mechanisms

During 2010, the development and validation of FALCON on the basis of experiments involving fuel samples from the Swiss reactors was continued both for RIA [21] and LOCA analyses [22]. For the later, an important activity was to perform post-analyses of previous HALDEN LOCA tests using KKL fuel samples [23] as well as to initiate a study to design the new experiments planned for 2011 with high-burnup KKL samples. Also, work was initiated related to the FALCON capabilities to model Pellet Cladding Interaction (PCI) mechanisms. To start, the BWR cases of the INTERAMP experimental project were analyzed within the IAEA Programme on Improvement of Computer Codes used for Fuel Behaviour Simulation (CRP FUMEX-III). The results have put forward good predictive capabilities by

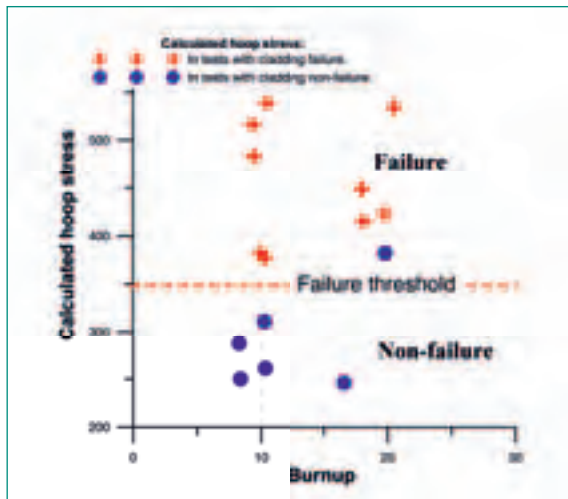


Figure 11: Calculated peak hoop stress in cladding of the irradiated specimens during the power ramps.

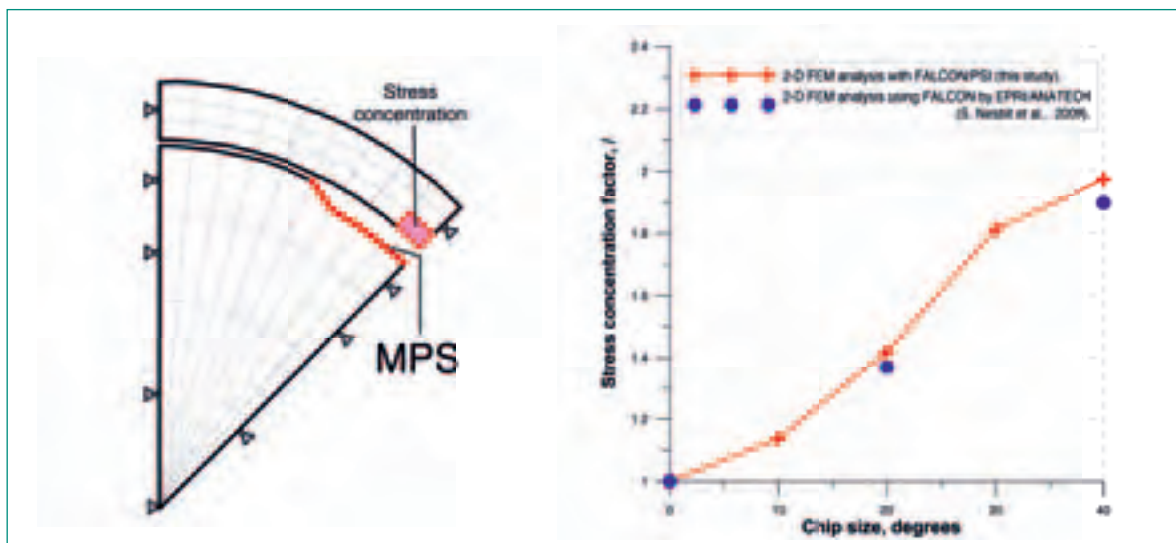


Figure 12: FEM mesh utilized to simulate impact of MPS on cladding failure (left) and calculated stress concentration factors as function of the angular defect size (right).

the coupled FALCON and GRSW-A models for the (PCI) failure-thresholds. As shown in Figure 11, the FALCON/GRSW-A results were able to segregate tests with and without failure. These results were presented to the 2nd Research Coordination Meeting on IAEA CRP FUMEX III in Pisa, in June 2010.

And as follow-up to the ENSI On-call 2009 relating to the KKG fuel failures, work was carried out in order to establish a methodology allowing to account for the impact of missing pellet surface (MPS) defects on the PCI cladding failure (so called non-classical PCI mechanism). The principle is shown on the left-hand side of Figure 12 and consists in the generation of a FEM mesh using an r- θ -geometrical representation to simulate a single fuel slice with a MPS. With such model, the stress concentration factors can be calculated as function of defect size and other fuel parameters as illustrated on the right hand side of Figure 12. Currently, this modelling approach is being implemented along with the coupled FALCON/GRSW-A code to analyse recent KKG fuel rod failures and to conduct optimisation studies regarding the thermo-mechanical response versus reactor start-up power ascension scenarios for fuel rods containing MPS defects.

LBLOCA Fuel Behaviour Analyses for EPR

As part of the on-going STARS activities on modelling and safety analyses for the European Pressurized Reactor (EPR), studies of the fuel rod behaviour during

LBLOCAs were conducted [24]. Using the cumulative damage index method and the Chapman's correlation, the cladding rupture behaviour and safety margin were estimated for a high burnup EPR fuel rod (~ 65 MWd/kgU). First, the fuel performance during base irradiation was analyzed for different operating power histories, including 12-month, 18-month, and 24-month cycles. The fuel characteristics reached at the end of the base irradiation were then used as initial conditions for the FALCON LBLOCA transient analyses using TRACE boundary conditions for the coolant temperature. On that basis, it was observed that the fuel performance during base irradiation and the response to a LBLOCA transient would be strongly affected by the operating histories. Especially during base irradiation, a significantly different amount of total fission gas release (FGR) would as shown in Figure 13 be obtained depending on the considered operating cycles, yielding thereby significant different internal rod pressures at the onset of the LBLOCA. For these FGR estimations, both the standard FALCON ESCORE model as well as FALCON coupled with the PSI GRSW-A model were employed. And in that context, it was found that the GRSW-A model would provide a better description of the substantial FGR increase expected at high burnups over 40 MWd/kgU.

Now for the transient LBLOCA analysis with FALCON/GRSW-A, the cumulative damage index was estimated to be less than unity for all three types of operating-cycles, indicating that the safety margin against cladding rupture remains, according to these predictions, sufficient. This is illustrated in Figure 14 where the calculated hoop stress is compared to the predicted rupture stress for the 12 M cycle fuel rod case. However, it must be noted that the safety margin would to some extent be

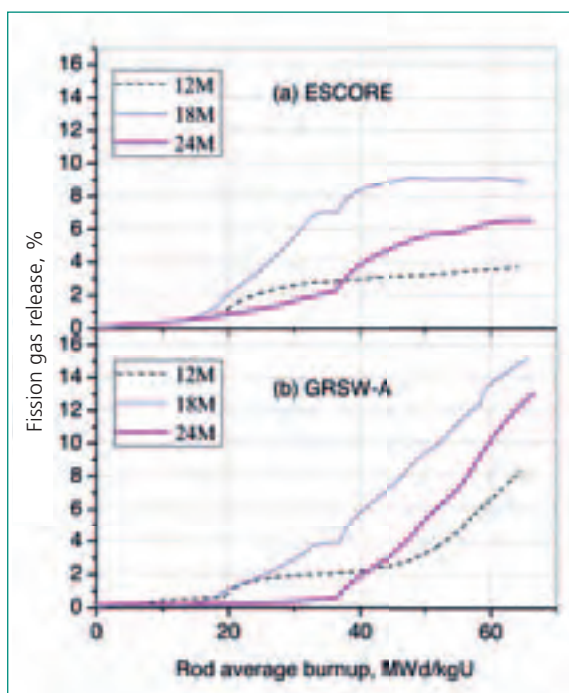


Figure 13: Fission gas release in EPR fuel rods with different operating histories.

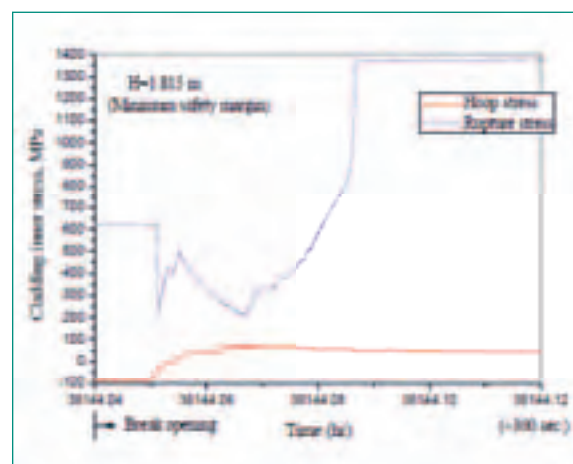


Figure 14: Hoop Stress of 12M Cycle EPR Fuel Rod versus Rupture Stress during LBLOCA.

influenced by the operating cycles and in that context, the minimum safety margin was obtained for the 18-M cycle due to the higher initial rod internal pressure.

Multi-Physics Methodologies

One central objective of STARS is to bring together the methods developed and assessed in a stand-alone manner in the three main technical areas in order to establish coupled multi-physics based analytical approaches. Currently, focus is given to couple 3-D kinetics/plant system thermal-hydraulic analyses within the European NURESIM/NURISP project [25] as well as for applications specific to the Swiss reactors [26] where a central activity is now to consolidate the methodology around the coupled TRACE/S3K code system [27]. During 2010, a main objective was to launch the TRACE/S3K assessment for BWR ATWS. To that aim, a 1-D kinetics based analysis previously carried out at PSI with the TRAC-BF1 code was repeated with TRACE/S3K [28]. As can be seen in the

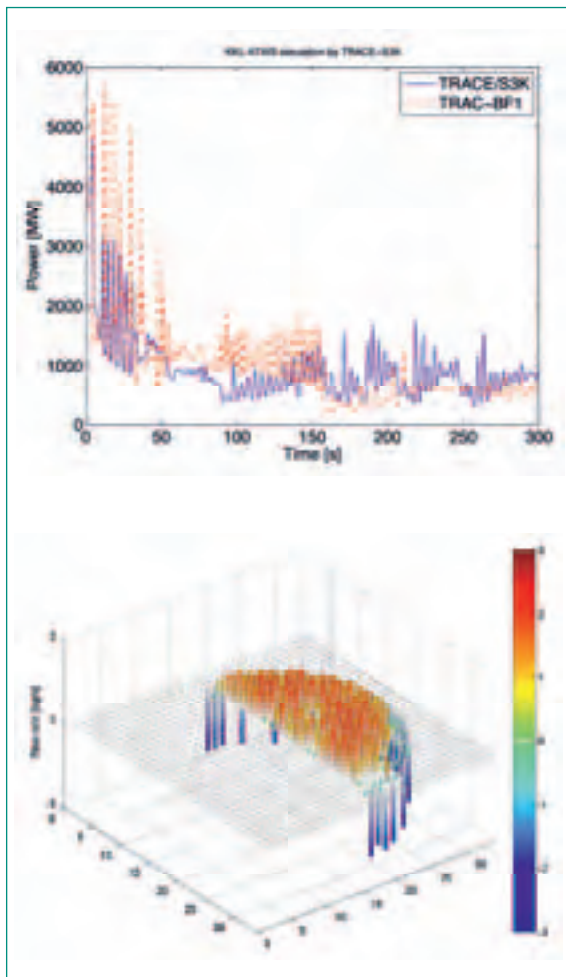


Figure 15: ATWS Analyses with TRACE/S3K – Comparison of Reactor Power versus TRACE-BF1 (top) and Snapshot of 3-D Core Flow Distribution (bottom).

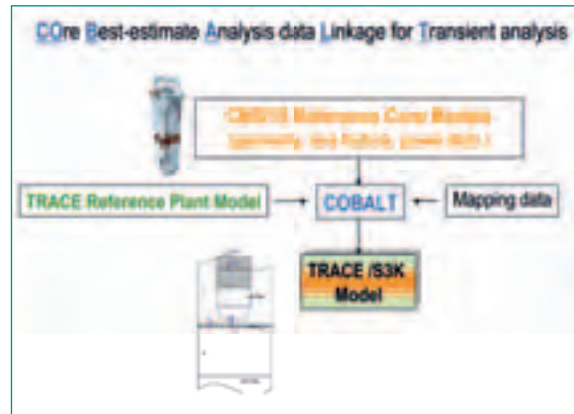


Figure 16: Concepts of the COBALT Methodology.

top part of Figure 15, the ATWS assumed here to occur after MSIV closure could be reproduced with, similarly as for TRAC-BF1, a power stabilisation below 1000 MW although with stronger oscillations specially after the periodic closure of the SRV valves. These differences are however not considered as surprising since for this beyond-design-basis accident, very atypical flow patterns evolve as water level and core void content are counteracting each other. As shown in the lower part of Figure 15 for illustrative purposes, strong redistribution of the active core flow might take place with natural circulation between cold and hot channels, putting thereby a much stronger demand on the code numerical capabilities and modelling reliability to capture such conditions. Therefore, in an attempt to ensure reducing as much as feasible modelling uncertainties in terms of core data, the development of a new methodology referred to as COBALT and shown in Figure 16 was in parallel to the ATWS analyses started. The objective of COBALT is to establish a direct link and thereby full consistency between the validated CMSYS reference core models and the employed TRACE/S3K transient model in terms of core and fuel assembly data. Although this method is only at a preliminary phase of development, it is foreseen to become a central component to ensure best-estimate coupled 3-D core/plant system analyses of the Swiss reactors as well as to allow for a systematic and consistent approach to conduct uncertainty/sensitivity analyses.

National Cooperation

To carry out its research and scientific support activities, the STARS project collaborates with ENSI as well as with swissnuclear and the Swiss individual nuclear power plants. Along this, the project also collaborates with

other laboratories at PSI, among which the Laboratory for Thermal-Hydraulics (LTH), the Laboratory for Energy Systems Analysis (LEA) and the Laboratory for Nuclear Materials (LNM) can be mentioned. Finally, the project is also involved in an increased collaboration with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL for the elaboration, supervision and realisation of relevant MSc and PhD theses.

International Cooperation

At the international level, the project collaborates with international organisations (OECD/NEA, IAEA) principally as part of working/expert groups as well as through international research programs and benchmarks. The project also collaborates with other research organisations, on the one hand through e.g. EU 7th FP NURISP project and on the other hand, through bilateral cooperation e.g. GRS, CEA, Purdue University. An active cooperation with the Finnish regulatory body STUK as well as with the AREVA plant vendor is also carried out for safety evaluations related to the GIII/GIII+ EPR and Kerena reactors respectively. Finally, close cooperation with code developers and/or providers is necessary and conducted principally with US NRC (TRACE), Studsvik Scandpower (CASMO-4/SIMULATE-3/SIMULATE-3K) and EPRI/ANATECH (FALCON).

Assessment 2010 and Perspectives for 2011

During 2010, progress was achieved in many technical activities considered as key areas for the new project

phase of the collaboration with ENSI, among others: LES CFD simulations, sub-channel code assessment, KKL and KKG core models update, S3K stability analysis for KKL Cycle 19, FALCON non-axis symmetric modelling capability, EPR fuel rod behaviour during LOCA. The project team also strengthened the collaboration with ENSI on deterministic safety analyses and for the On-Calls, focus was given on KKG related analyses. While the assessment of the effect of the axial power shape on TRACE LBLOCA analyses could be performed, the evaluation of the Cycle 30 core start-up procedure was delayed due to the non-availability until very recently of the information necessary for the correct modelling of the Aeroball detector system. The only other significant deviation from the objectives concerns the NURISP project where, similarly as last year, no substantial progress could be achieved due to the non-availability of the NURISP codes until mid 2010. Concerning the perspectives for 2011, the technical objectives are as follows.

Publications

- [1] *W. Barten*, TRACE KKG model and its validation against a pump trip event. PSI Technical Report TM-41-09-19, 2010.
- [2] *A. Gupta*, Modelling of KKG steam generator using TRACE. PSI Technical Report TM-41-10-05, 2010
- [3] *O. Zerkak*. KKB Nuclear Steam Supply System Input Model for TRACE. PSI Technical Report TM-41-10-11, 2010.
- [4] *Y. Aounallah*, TRAC-BF1 KKM Model conversion to TRACE with a Total LOFW, a LOFW with Stuck-Open SRV and a LBLOCA supporting simulations. PSI Technical Report TM-41-09-20, 2010.

Validation of CFD (STAR-CCM+) for boron dilution experiments
TRACE and CFD analyses for EPR
Development of 1-D code lumped parameter model of selected passive system design and assessment studies
Establishment of strategy (vulnerability search) for applications of TRACE coupled with DET
Completion of CASMO-5 transition and assessment for all Swiss cores
Modelling and assessment of NURISP codes towards 3-D full core higher-order pin-by-pin analyses of Swiss reactors
Participation to OECD/NEA Oskarshamn stability benchmark with S3K and TRACE/S3K
Quantification of neutron cross-section uncertainties with XSUSA for selected BWR transient analysis
Analysis and design of HALDEN 2011 LOCA tests 1/2 for High Burnup KKL samples
Participation to OECD/NEA RIA fuel rod code benchmark
Assessment of FALCON for steady-state analyses of MOX fuel
PWR MSUB coupled 3-D core/system analysis with sub-channel methodology

- [5] *Y. Aounallah*, Development of a Wide-Range Pre-CHF Convective Boiling Correlation. *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, Vol. 47(4), pp. 357–366, 2010.
- [6] *M. Perez et al.* Main Results of Phase IV BEMUSE Project. Simulation of LBLOCA in a NPP. *Science and Technology of Nuclear Installations*, Vol. 210, ID 219294.
- [7] *J. Freixa, A. Manera*, Analysis of an RPV upper head SBLOCA at the ROSA facility using TRACE. *Nuclear Engineering and Design*, Available online 30 March, 2010.
- [8] *J. Freixa*, Post-test Thermal-Hydraulic Analysis of ROSA Test 6.2. PSI Technical Report TM-41-10-04 V.0 (28 June 2010).
- [9] *J. Freixa, T-W. Kim, A. Manera*. Thermal-Hydraulic Analysis of an Intermediate LOCA Test at the ROSA Facility including Uncertainty Evaluation. *Proc. Int. Mtg. on Nucl. Thermal-Hydraulics, Operation and Safety NUTHOS-8*, Shanghai, China, October 10–14, 2010
- [10] *M. Rhode, C.P. Marcle, A. Manera et al.* Investigating the ESBWR stability with experimental and numerical tools. A comparative study. *Nuc. Sc. Eng.*, Vol. 240 (2), pp 375–384 (2010)
- [11] *J. Freixa*, Verification of a TRACE EPR model on the basis of a LBLOCA simulation and a SBLOCA ROSA test. PSI Technical Report TM-41-09-09 (April 2010)
- [12] *T-W. Kim*, OECD/NRC Benchmark based on NUPEC PWR Subchannel and Bundle Test (PSBT) – Single Channel Void Distribution Tests. PSI Technical Report TM-41-10-16 V.0 (August 2010)
- [13] *V. Petrov, A. Manera*, Development and validation of a CFD model for the EPR pressure vessel. *Proc. Int. Congress on Advances in Nuclear Power plants (ICAPP'10)*, San Diego, California, USA, June 13–17, 2010
- [14] *D. Bertolloto*, Set-up of a Validation Strategy for the Coupled Code CFX/TRACE in the FLORIS Facility with the Aid of CFD Simulations. *Proc. Int. Congress on Advances in Nuclear Power plants (ICAPP'10)*, San Diego, California, USA, June 13–17, 2010
- [15] *T.W. Kim, V.N. Dang, M.A. Zimmermann, A. Manera*, Quantitative Analysis of Effect of Power Uprate on Core Damage Frequency of MBLOCA. *Proc. Int. Mtg. on Nucl. Thermal-Hydraulics, Operation and Safety NUTHOS-8*, Shanghai, China, October 10–14, 2010
- [16] *S. Canepa*, Core Modelling and Analysis of KKL Cycles 22–24 within CMSYS. PSI Technical Report TM-41-10-22 V.0 (8 November 2010)
- [17] *W. Wieselquist*, A Low-Order Quasidiffusion Discretization via Linear-Continuous Finite-Elements on Unstructured Triangular Meshes. *Proc. Int. Conf. Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance*, PHYSOR 2010 Pittsburgh, USA, May 9–14, 2010
- [18] *K. Bernatowicz, W. Wieselquist*. A Study of the Accuracy of CMSYS KKB1 Models in Predicting Fission Rates from Neutron Flux Measurements. PSI Technical Report TM-41-10-18 V.0 (10 November 2010)
- [19] *H. Ferroukhi, K. Hofer*. Coupled 3-D Neutronics/Thermal-Hydraulic Core Analysis of a BWR Nuclear Heating Transient. *Proc. Int. Conf. Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance*, PHYSOR 2010 Pittsburgh, USA, May 9–14, 2010
- [20] *C. Aguirre, S. Opel, H. Ferroukhi et. al.* Benchmarking of transient codes against Cycle 19 measurements at Leibstadt Nuclear Power plant (KKL). *Proc. Int. Conf. Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance*, PHYSOR 2010 Pittsburgh, USA, May 9–14, 2010
- [21] *G. Khvostov*. Exploration of the specific phenomena governing fuel rod behaviour during RIA based on the FALCON code results against the data from KKL BWR fuel testing in the NSRR. PSI Technical Report TM-41-09-27 (Februray 2010)
- [22] *G. Khvostov, M.A. Zimmermann, W. Wiesenack, G. Ledergerber*. Some insights into the role of axial gas flow in fuel rod behaviour during the LOCA based on HRP experiments and results of calculation by FALCON coupled with the FRELAX model. *Proc. Enlarged HALDEN Group Meeting*, Norway, 14–19 March 2010
- [23] *G. Khvostov*. Post-Test Analysis of the HALDEN LOCA Experiment IFA-650.7 using the FALCON Code. PSI Technical Report TM-41-10-01 V.0 (27 April 2010)
- [24] *Y. Yun, G. Khvostov, J. Freixa, M.A. Zimmermann*. Analysis of Fuel Rod Behaviour in EPR during base irradiation and LOCA-transient utilizing FALCON. *Proc. LWR Fuel Performance TopFuel 2010 meeting*, Orlando, Florida, USA, September 26–29, 2010
- [25] *O. Zerkak*. Analysis of the OECD/NEA BWR Turbine Trip Benchmark using the thermal-hydraulics and neutron kinetics coupling in SALOME. PSI Technical Report TM-41-10-12 V.0 (03 August 2010)
- [26] *O. Zerkak, H. Ferroukhi*. Vessel coolant mixing effects on a PWR Main Steam Line Break transient. *Annals of Nuclear Energy*, doi:10.1016/j.anucene.2010.08.016 (2010)

- [27] *K. Nikitin, J. Judd, G.M. Grandi, A. Manera, H. Ferroukhi*. Peach Bottom 2 Turbine Trip 2 Simulation by TRACE/S3K Coupled Code. Proc. Int. Conf. Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance, PHYSOR 2010 Pittsburgh, USA, May 9–14, 2010.
- [28] *K. Nikitin, A. Manera*. MSIV closure ATWS simulation by means of the coupled TRACE/S3K code and comparison with TRAC-BF1 results. PSI Technical Report TM-41-10-07 V.0 (16 July 2010)

PASSPORT

Methodology for the analyses of passive safety systems performances

Author und Co-Author(s)	Annalisa Manera and Horst-Michael Prasser
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 2729, annalisa.manera@psi.ch
Duration of project	01.01.2010 to 31.12.2013

ABSTRACT

Reactor types currently being explored by Swiss utilities for candidate replacement plants all embed – to a different extent – several passive features. In view of these developments, in the year 2010 a new research project, PASSPORT, has been launched aimed at the establishment of a novel methodology enabling PSI and ENSI to perform and review deterministic safety analyses for new nuclear power

plant projects and set a new state-of-the-art for the evaluation of nuclear power plants employing passive safety systems.

The project proposal has been finalized in June 2010. In the second half of the year, a hiring campaign for two post-docs have been launched and successfully completed by November 2010. Work on the project will therefore effectively start in the first half of 2011.

Project goals

The objective of the project consists in the development of a novel methodology to address the behaviour and performance of Passive Systems in deterministic safety analyses for Design Basis Accidents. This is of major importance for the assessment of construction license applications of innovative Light Water Reactors (LWRs). Focus will be given to those Gen-III+ reactor types that are in discussion for the construction of new nuclear power plants in Switzerland (AP1000, SWR-1000, ES-BWR). The main rationale is based on the fact that, for evaluation of design basis accidents of Gen-III+ LWRs, the interaction between reactor system and containment has to be well represented by the computational system used for the simulations. This was not the case for standard LWRs.

While the behaviour of the primary side can be satisfactory reproduced with one-dimensional thermal-hydraulic system codes (though improvements of heat transfer correlations might be necessary), it is expected that the behaviour of the entire system will not be accurately reproduced, due to the insufficient capabilities of 1D system codes to model the behaviour of the containment. This is in view of the strong three-dimensional effects taking place there. On the other hand, the state-of-the-art 3D codes able to satisfactorily model the containment side, are insufficient to model the primary side of the reactor. Therefore, coupling methodologies between 3D containment codes and 1D thermal-hydraulic system codes need to be developed in order to capture the feedbacks between primary side and containment. The latest thermal-hydraulic system code developed by US NRC, TRACE, and the EPRI containment code GOTHIC will be employed.

Within the entire duration of the project the following tasks are planned:

- Task1 Review of passive systems in Gen-III and III+ reactors. Identification of dominant phenomena and coupling between plant primary system and containment system
- Task2 Literature survey on the development of strategies for coupling 1D/3D with special emphasis on coupling the reactor systems with the containment behaviour in NPP employing passive safety systems
- Task3 Identification of available experimental database (e.g. PANDA) of relevance for the validation of the coupling methodology to be developed

- Task4a Development of 3D models (GOTHIC) for selected passive system and parametric studies
- Task4b Development of 1D system for selected plant/facility
- Task4c Development of simplified lumped parameter model (algebraic or ODE). Implementation in TRACE and investigations of the results
- Task5 Development of TRACE 3D model for passive systems and investigation of the results
- Task6 Survey on numerical methods for coupling + numerical investigations of coupling schemes within GOTHIC
- Task7 Coupling GOTHIC/TRACE
- Task7a Development of coupled input decks and investigation of the results

Effectively, the PASSPORT project opens up a new dimension of integrated system analysis that is currently not yet available in any organisation active in the field.

Work carried out and results obtained

Following the finalization of the project agreement between ENSI and PSI in June 2010, a hiring campaign for two post-docs was started at PSI. This has been successfully completed by November 2010, and the work will effectively start in the first quarter of 2011.

National Cooperation

The project is carried out in a close collaboration between the Laboratory of Reactor Physics and Systems Behaviour (LRS), the Laboratory of Thermal-Hydraulics (LTH) and ENSI. Synergies with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL are expected with the elaboration of relevant MSc and PhD theses

International Cooperation

At the international level, a strong collaboration on the topic of passive safety exists between PSI and AREVA. This vendor is currently carrying out an experimental program on a large-scale facility (INKA) representing primary and containment side of KERENA, a Gen-III+ reactor employing passive safety systems.

Assessment 2010 and Perspectives for 2011

The task planned for 2011 are as follows:

- Task1 Review of passive systems in Gen-III and III+ reactors. Identification of dominant phenomena and coupling between plant primary system and containment system
- Task2 Literature survey on the development of strategies for coupling 1D/3D with special emphasis on coupling the reactor systems with the containment behaviour in NPP employing passive safety systems

Task3 Identification of available experimental database (e.g. PANDA) of relevance for the validation of the coupling methodology to be developed

Task4a Developed of 3D models (GOTHIC) for selected passive system

Task4b Development of 1D system for selected plant/facility

Tasks 1–3 will be summarized in a technical report to be delivered in 2011.

Code Assessment Program for MELCOR1.8.6

Author und Co-Author(s)	Jon Birchley and Bernd Jaeckel
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 2724, jonathan.birchley@psi.ch, http://www.psi.ch/
Duration of project	21.3. 2009 to 21.2. 2012 (3 years)

ABSTRACT

The MELCOR code developed at Sandia National Laboratories (SNL) for the USNRC is used in Switzerland for analysis of severe accident transients in light water reactors. One area of concern is that of air ingress, which can lead to accelerated fuel degradation and enhanced release of fission products, especially the highly radiotoxic ruthenium. Existing oxidation models do not fully represent all the relevant physical processes, and cannot be guaranteed to be conservative. A new model has been developed at PSI which captures the essential features of initial parabolic (protective) kinetics and the transition to linear (breakaway) kinetics. The model has undergone developmental assessment against data from separate effect experiments carried out at KIT. Implementation into MELCOR, and assessment against independent separate-effect and integral data, are in progress. In parallel, PSI are participating in the OECD Sandia Fuel Project (SFP), in which a series of experiments are being performed by SNL using prototypic materials and full-scale fuel assemblies which arranged in a simulated dried-out storage pond. The project will provide high quality data with which to assess the capability of models to simulate the air oxidation and its potential to trigger a self-propagating fire in an uncovered spent fuel pond. The PSI model, when implemented into MELCOR, will be assessed against the SFP data.

Das MELCOR-Programm, entwickelt von den Sandia National Laboratorys für die USNRC, ist in der Schweiz als das bevorzugte Programm für die Analyse von schweren Unfällen vom einleitenden Ereignis bis zur Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung anerkannt. Ein Gebiet von internationalem Interesse ist das Thema des Lufteinbruchs, welcher zu einer beschleunigten Kernzerstörung und einer erhöhten Freisetzung von Spaltprodukten führen kann, speziell von stark radiotoxischem Ruthenium. Verifizierungen von Programm-Modellen zur Oxidation von Zirkaloy haben gezeigt, dass der momentane Stand der Programme nicht alle relevanten physikalischen Prozesse zur Zufriedenheit beschreibt und deshalb die Konservativität der Ergebnisse nicht unter allen Umständen garantiert werden kann. Am PSI wurde deshalb ein Modell entwickelt, welches die Oxidation von Zirkaloy-4 an Luft beschreibt, basierend auf Experimenten des Karlsruher Institute of Technology. Dieses Modell befindet sich in der abschliessenden Verifizierungsphase. Zusätzlich zu diesen Experimenten ist das PSI auch eingebunden in das OECD Sandia Fuel Project (SFP), welches in einer Serie von Experimenten Daten liefert über das Verhalten von prototypischen Materialien in einem trocken gefallenen Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente. Dieses Versuchsprogramm wird von SNL durchgeführt. Es wird qualitativ und quantitativ hervorragende Daten für die Verifizierung des am PSI entwickelten Oxidationsmodells liefern. Nach der Implementation des Modelles in MELCOR können diese Versuchsdaten zur Verifizierung herangezogen werden.

Project Goals

The safety impacts of air ingress on nuclear fuel elements at high temperature have been studied for many years, in accident situations involving failure of the reactor pressure vessel (RPV) lower head, shutdown conditions with the upper head removed [1] and in spent fuel ponds after accidental loss of coolant [2]. The presence of air can lead to accelerated oxidation of the Zircaloy cladding compared with that in steam, owing to the faster kinetics, while the 85% higher heat of reaction drives this process further. Air ingress is typically associated with poor heat transfer; the combined effect of these factors can give rise to an increased rate of core degradation. Furthermore, the exposure of uranium dioxide to air at high temperatures can lead to increased release of some fission products [3]. The situation is kept under continual review, with experimental and modelling studies performed, notably within the European Union Framework SARNET project [4], and the International Source Term Programme (ISTP) [5], in which PSI takes part.

The MELCOR code is the major tool in use in Switzerland for analysis of severe accidents in light water reactors, from initiating events through to potential release of radionuclide fission products to the environment. Version 1.8.6 [6] is now established as the current production version while MELCOR 2.1 is still undergoing assessment. MELCOR is supported by SCDAP-based codes [7], [8], for more detailed treatment of thermal hydraulics and core degradation. The air ingress model is being implemented in both MELCOR and SCDAP/Sim.

The present three-year project running from 2009–2012 comprises two complementary activities being pursued in tandem. The first of these is a continuation of the previous PSI-ENSI collaboration [9]. The model is being implemented in MELCOR to enable simulation of integral experiments and plant or spent fuel transients. In the second activity PSI is participating in the OECD Sandia Fuel Project (SFP) [10], which will provide a prototypic dataset under large scale fuel pond loss of coolant conditions for validation of MELCOR code and air oxidation models. The intended result is an improved tool for plant and fuel pond simulation to support PSA investigations and source term studies.

Work Carried Out and Results Obtained

This section is divided into two parts. The first presents a status of knowledge and modelling activities dur-

ing the first year of the present PSI-ENSI collaboration [11], which concentrate mostly on its implementation in MELCOR and SCDAP/Sim, the latter to enable validation against PARAMETER-SF4, an air ingress experiment. The second part presents an overview of the SFP project, the experiments planned therein and the sought-for results. An indication is given of further work that could be carried out, including a possible generalisation of the model to advanced cladding materials such as Zirlo™ and M5®, that feature in current new reactors.

Part 1: Air oxidation modelling

Review of state of knowledge

Experimental Activities

The last formal reviews of activities in the experimental area was presented at ERMSAR2008 [12], and TOPSAFE2008 [13]. Since then separate effects experiments at KIT [14] have continued, extending the existing databases [15] to cover alternative cladding materials and transient temperature conditions. A recent series of experiments [16] investigated the difference in oxidation behaviour between Zry-2 (used in BWRs) and Zry-4 using in most operating Western PWRs. Part of the objective of this work was to complement the SFP experiments. Tests were also performed on samples which had been machined in different ways to replicate the preparation of the heater rods for the SFP experiments. Figure 1 shows the very similar behaviour between the two samples.

During a thermal transient the kinetics are determined not only by the temperature but the time of exposure,

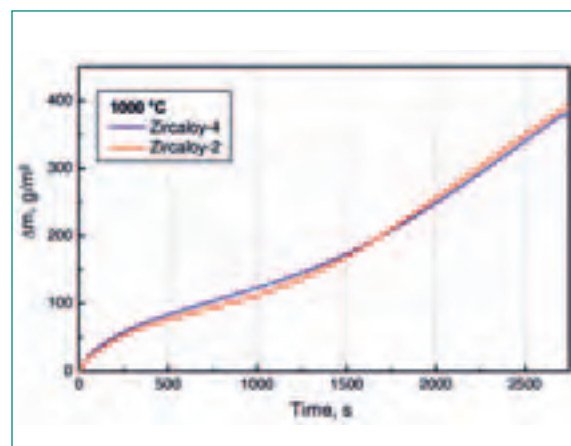


Figure 1: Mass gain during oxidation of Zry-2, Zry-4 in air at 1000 °C [16].

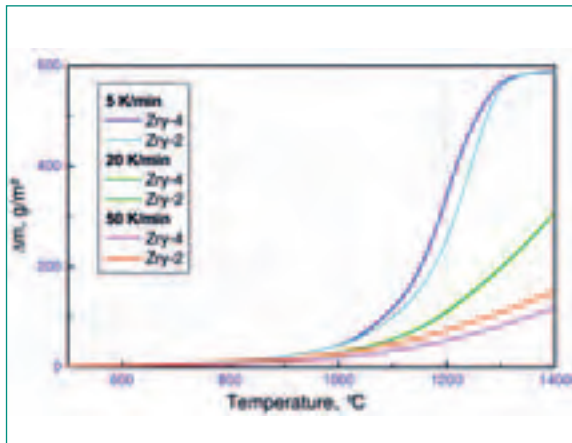


Figure 2: Transient oxidation of Zry-4 and Zry-2 in air at different temperature ramp rates [16].

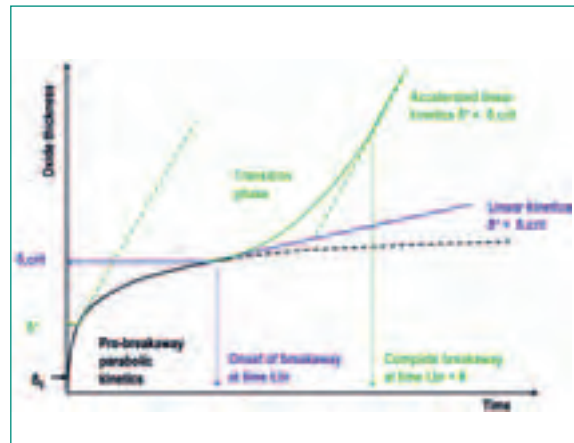


Figure 3: Schematic of accelerating kinetics during transition to breakaway oxidation.

such that the oxidation rate can be greater at a certain temperature if the thermal ramp is slower. Figure 2 shows there is no significant difference between the two forms of Zircaloy during transient oxidation.

The ITSC PARAMETER air ingress experiment SF4 [17] was conducted during 2009. SF4 was an approximate counterpart to QUENCH-10 [18], but with VVER configuration and cladding material (E110). An objective of SF4 was to achieve a significant period of oxygen starvation in order to investigate the nitriding of pre-oxidised cladding, and this was successfully achieved. Post-test analyses were performed by IBRAE, EDF, GRS, Kurchatov Institute, and PSI, using the codes SOCRAT, MAAP-4, ATHLET-CD, ICARE/CATHARE, and SCDAP/Sim, respectively [19]. All of the codes adequately reproduced the steam pre-oxidation behaviour but there was a wide variation in the oxygen consumption rate and location of the starvation front during the air phase. This variation reflects the present status of the air oxidation models, which are still undergoing assessment.

Figure 3 shows some results from a preliminary analysis with SCDAP/Sim. The air oxidation kinetic model is the NUREG correlation currently standard in MELCOR, which overestimates the oxygen consumption. By contrast the steam kinetic correlation gives good agreement with experiment, indicating no significant acceleration in the kinetics following the switch to air. One of the aims of the PSI model is to reproduce the delay or non-occurrence of breakaway during air oxidation of steam pre-oxidised cladding. This work is currently in progress.

Current status of model development

The model concept, formulation and developmental status were described in some detail in previous reports.

The status was described in a paper presented at the NRC-led CSARP meeting [20]. The acceleration in oxidation rate is modelled by defining two oxide thickness parameters, δ_{crit} corresponding to the onset of breakaway, and δ^* corresponding to the linear oxidation rate. This modification is indicated schematically in figure 3. The model thus seeks to capture the observed progressive transition.

A much stiffer test of the model is to reproduce the air oxidation behaviour during an integral transient comprising steam pre-oxidation followed by air oxidation. QUENCH-10 exhibited a delayed and partial transition to breakaway, with mild acceleration in kinetics, while SF4 exhibited no obvious accelerated oxidation.

Following discussions, USNRC offered to commission IBRAE to implement the PSI model into a special version of MELCOR 1.8.6. This development is currently in progress, with the additional support of SNL and PSI, ahead of the later planned implementation into MELCOR 2.1. An advantage of MELCOR 1.8.6 is that the source code is available so that PSI and ENSI can access the models and participate more effectively in the assessment process. A closed meeting took place in conjunction with the recent CSARP meeting hosted by USNRC, in which the workscope was defined. As part of the verification, calculations will be performed to demonstrate consistency with the stand-alone model by comparison with selected cases, and simulations of previous transient cases without air to demonstrate compatibility with the standard MELCOR model. In this way the implementation of the new model will be verified.

In parallel, a partial implementation of the PSI model has been performed into a local version of MELCOR 1.8.6. This is restricted to cases where only air is present, and

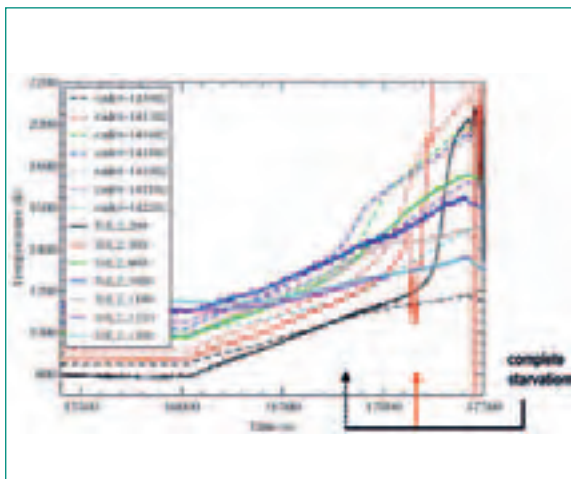


Figure 4: Bundle temperatures during SF4 air phase: comparison between data and SCDAP using MELCOR air kinetic correlation [21].

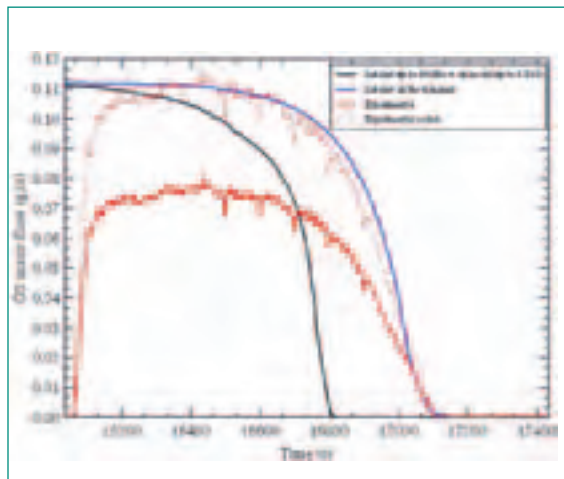


Figure 5: Oxygen consumption during SF4 air phase: comparison between data and SCDAP with standard steam and MELCOR air kinetic correlations [21].

hence cannot simulate sequences involving steam-air mixtures or steam pre-oxidation. It is intended to apply the version to the SFP experiments which are conducted in the complete absence of steam.

In addition to implementation in MELCOR, Innovative Software Systems (ISS) are implementing the PSI model into a version of SCDAP/Sim. First results of assessment against PARAMETER-SF4 confirm the previous result that the transition to breakaway did not occur to any significant degree during the time period of air flow.

Figure 4 compares the calculated and observed bundle temperatures during the air phase, showing the premature increase in temperatures when the standard MELCOR correlation is used. This is reflected by the early occurrence of total oxygen consumption, shown in figure 5. Also shown is the result using the steam correlation, which shows good agreement with experiment [21].

In previous progress reports it was stated the model would be implemented into MELCOR 2.1 which is still undergoing development. However, the new code version was not then mature enough to warrant introduction of the new model. That situation still applies but MELCOR 2.1 will probably be ready some time in 2011. A successful implementation in MELCOR 1.8.6 will provide excellent preparation for implementation in 2.1. Assessment against data from integral transient tests, QUENCH-10, PARAMETER SF4, OECD SFP and possibly CODEX AIT is underway.

Potential model extensions

The separate-effects tests performed at FZK and IRSN also show a dependence on cladding type of oxidation

in steam, oxygen and air. There is therefore a need to extend the model to Zirlo™ and M5® cladding, as these could feature in reload fuel in existing plant, and very likely in new build in Switzerland. Extension to E110 cladding would make use of Russian data feasible, especially from the PARAMETER SF4 experiment that extends the integral test database.

A spent fuel pond would typically involve lower temperatures than the in-vessel cases. Larger differences amongst cladding types are seen at lower temperatures, as evidenced by the FZK and IRSN data referenced above, and also by the Argonne experiments which were targeted at spent fuel pond conditions. Such extensions, with implementation into MELCOR, would help assure high quality PSA results and help formulate prevention and mitigation strategies for spent fuel pond events.

Part 2: OECD SFP Project

The objective of the proposed OECD SFP project is to perform a highly detailed thermal-hydraulic characterization of full length, commercial 17 × 17 pressurized water reactor (PWR) fuel assembly mock-ups to provide data for the direct validation of MELCOR or other appropriate severe accident codes. The proposed PWR characterization will be similar to that successfully conducted for the BWR study and will lead to two full-scale PWR fire tests where the zirconium alloy cladding is heated in air to ignition. The first test will study the heating and oxidation-induced ignition of a single assembly. The second test will study also the response of neighbouring

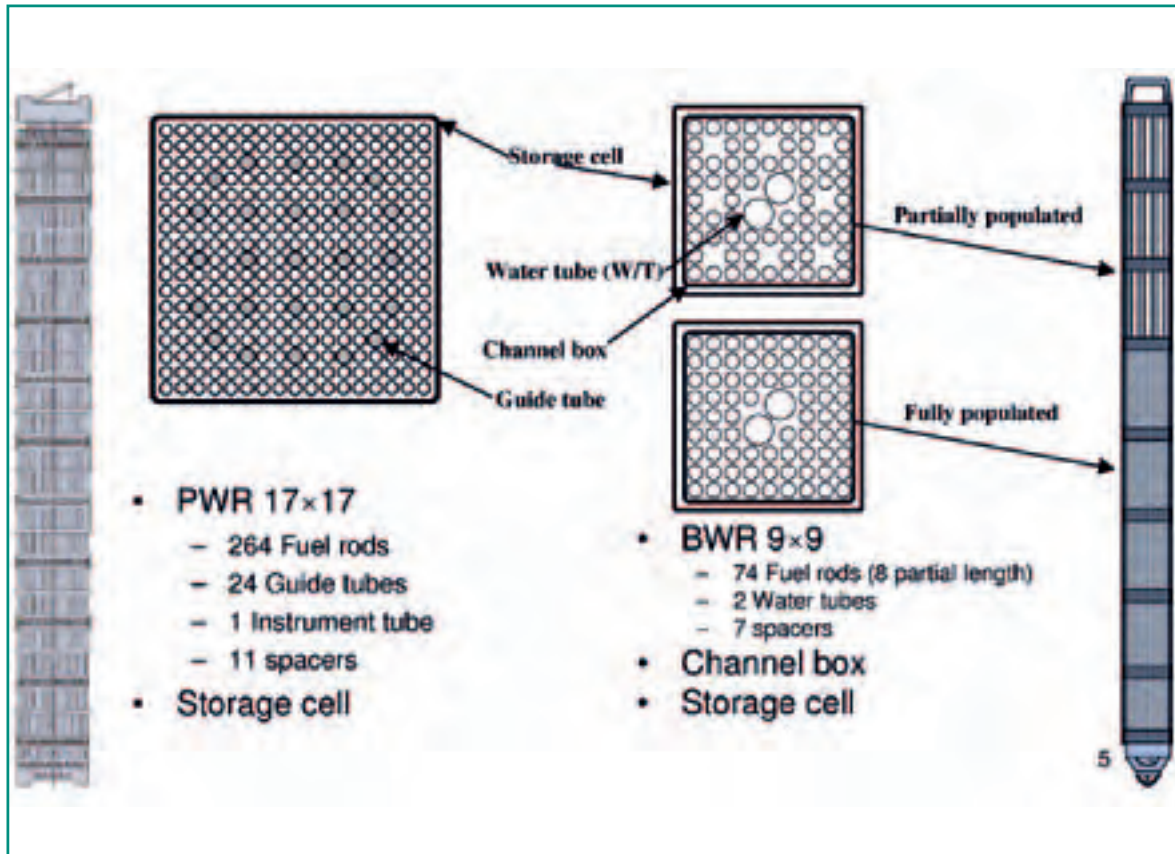


Figure 6: Schematic of BWR and PWR geometry differences [10].

assemblies and will include the impact of ballooning on propagation of the ignition front. The PWR experimental design and data analysis will be closely coupled with MELCOR modelling as was done in the previous BWR study. The BWR and PWR assembly configurations are significantly different, as shown in figure 6. In the frame of the OECD SFP project SNL have developed a special version of MELCOR 1.8.6 for the modelling of

spent fuel pool accidents. This version was distributed to the SFP participants in December 2010 together with the input decks for the BWR and PWR spent fuel pool experiments. A preliminary breakaway model for the air oxidation was included, based on the ANL air oxidation tests [22] and tuned to the SNL BWR spent fuel test data. First calculations for the impact of the breakaway model on the air oxidation were executed and results are compared with experimental data in figure 7, giving a clear qualitative indication the impact of breakaway on the thermal behaviour. The experiments for the PWR fuel geometry will be executed in 2011.

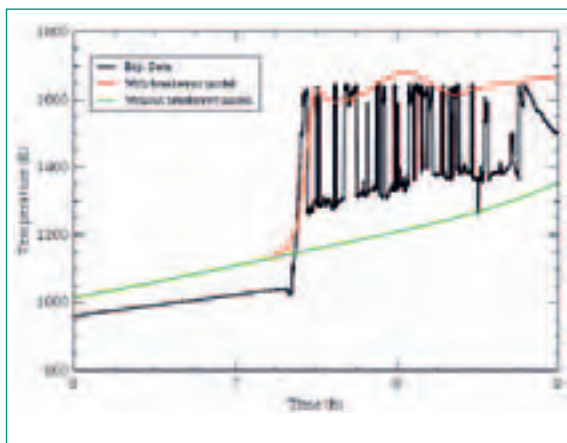


Figure 7: Breakaway-induced ignition of cladding during air oxidation: comparison of data with model, with and without breakaway.

National Cooperation

This project does not involve cooperation with other Swiss projects.

International Cooperation

Cooperation with organisations within European countries and Canada generally was performed under the

auspices of SARNET [4] which finished at the end of September 2008. The 7th Framework follow-on project, SARNET2 started early in 2009 and continues for another 4 years. There is a close technical link between work packages WP5 (core behaviour and cooling) and WP8 (source term), via the potential impact of oxygen on ruthenium volatility. Access to data from the MOZART programme of separate-effects tests at IRSN Cadarache, France, is obtained through PSI membership of the International Source Term Programme which provides access to results of those IRSN experiments which are not encompassed within SARNET2. The MELCOR code and early access to the results of USNRC programmes are obtained under the Cooperative Severe Accidents Research Programme Agreement (CSARP) between ENSI and USNRC, and close contact is kept with the MELCOR developers at Sandia National Laboratories (SNL) regarding code maintenance, development and use. PSI obtains the SCDAPSIM code, maintenance and user support via a licence agreement with Innovative Software Services (ISS), Idaho Falls, USA. SCDAPSIM is a derivative of SCDAP/RELAP5 formerly supported by the USNRC. Access to data from the OECD SFP project is obtained under the terms of the project.

Assessment 2010 and Perspectives for 2011

Progress has continued, concentrating mainly on the implementation into MELCOR and SCDAP/Sim, and on post-test analysis of PARAMETER SF4 air ingress experiment. This latter work was coordinated by IBRAE into a benchmark exercise by which the different codes and models could be cross-compared. Detailed assessment and refining of the model continues into 2011.

USNRC have made a very positive and welcome initiative in arranging for the PSI model to be implemented into MELCOR 1.8.6, going beyond the previously declared position that the modelling in 1.8.6 was frozen.

The OECD SFP project has completed the design work and the first experiment will be conducted early in 2011. A decision was made to fabricate the cladding using Zry-2 instead of Zry-4, to avoid difficulties of limited availability of other cladding alloys and to benefit from the previous experience of fabricating the heater rods for the BWR experiments. In conjunction with this decision, KIT performed comparison experiments on samples of both materials to confirm that Zry-2 would adequately replicate the behaviour.

Publications

PSI authored papers concerning modelling of air oxidation of Zircaloy presented at the NRC-led CSARP meeting [20] and the QUENCH workshop [21].

Nomenclature

AEKI	Atomergia Kutatotintezet
CSARP	Cooperative Severe Accident Research Programme
EdF	Electricité de France
ERMSAR	European Review Meeting on Severe Accident Research
EU	European Union
GRS	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ISS	Innovative Software Services
ISTC	International Science and Technology Centre
ISTP	International Source Term Programme
KIT	Karlsruhe Institute of Technology (formerly FZK)
PSI	Paul Scherrer Institute
PWR	Pressurised Water Reactor
SARNET	Severe Accident Research Network
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (Russian PWR)

Acknowledgements

The authors gratefully acknowledge M. Steinbrueck from KIT, Germany, and C. Duriez from IRSN, Cadarache, France, for providing valuable information on their experimental and modelling programmes on air ingress, and for giving permission for their illustrations to be used in this report. Thanks are due to staff from IBRAE for invaluable technical input and to USNRC for the most helpful initiative concerning model implementation.

References

- [1] D. A. Powers, L. N. Kmetyk and R. C. Schmidt, «A Review of Technical Issues of Air Ingression during Severe Reactor Accidents», USNRC NUREG/CR-6218, SAND94-0731, Sandia National Laboratories, September 1994.
- [2] V. L. Sailor, K. R. Perkins and J. R. Weeks, «Severe Accidents in Spent Fuel Pools in Support of Generic Issue 82», USNRC NUREG/CR-4982, BNL-NUREG-52093, Brookhaven National Laboratories, July 1987.
- [3] A. Auvinen, G. Brillant, N. Davidovich, R. Dickson, G. Ducros, Y. Dutheillet, P. Giordano, M. Kunstar, T. Kärkelä, M. Mladin, Y. Pontillon, C. Séropian and N. Vér, «Progress on Ruthenium Release and Transport under Air Ingress Conditions», Nucl. Eng. and Design, Volume 238, Issue 12, pp 3418–3428, December 2008.
- [4] European Commission, «SARNET (Severe Accident Research NETwork) Network of Excellence», in the EU 6th Framework programme «Nuclear Fission: Safety of Existing Nuclear Installations», contract number FI6O-CT-2004-509065, 2004.
- [5] B. Clément and R. Zeyen, «The Phebus Fission Product and Source Term International Programmes», Proc. Int. Conf. on Nuclear Energy in New Europe 2005, Bled, Slovenia, 5–8 September, 2005.
- [6] R. O. Gauntt et al., «MELCOR Code Manuals – Version 1.8.6», USNRC NUREG/CR 6119 Rev. 3, SAND2005-5713, Sandia National Laboratories, September 2005.
- [7] L. Siefken et al., «SCDAP/RELAP5/MOD3.2 Code Manual», USNRC NUREG/CR-6150 Rev. 1, INEL-96/0422 Rev. 1, Idaho Falls National Engineering Laboratories, November 1997.
- [8] Innovative Systems Software, «RELAP/SCDAPSIM/ MOD3.4 Code Manual», Idaho Falls, USA, 2003.
- [9] J. Birchley and Y. Liao, «Development and Assessment Program for the MELCOR Code», Contribution to ENSI 2009 Annual Research and Experience Report – Erfahrungs- und Forschungsbericht 2009, ENSI-AN-7201, ISSN 1661-2892, April 2010.
- [10] OECD/NEA, «Agreement on the OECD-NEA SFP Project: An Experimental Programme and Related Analyses for the Characterization of Hydraulic and Ignition Phenomena of Prototypic Water Reactor Fuel Assemblies», January 2009.
- [11] U. Schmocker, P. Meyer, J. Mesot and J-M Cavedon, «MELCOR further development in the area of air ingress und Beteiligung an den OECD NEA Projekt SFP», ENSI-PSI MELCOR Assessment Vertrag, December 2008.
- [12] M. Steinbrueck, M. Grosse, L. Sepold, J. Stuckert, J. Birchley, T.J. Haste, A.V. Goryachev, Z. Hózer, N. Vér, A.E. Kisselev, M.S. Veshchunov, V.I. Nalivaev, V.P. Semishkin, «Status of Studies on High-temperature Oxidation and Quench Behaviour of Zircaloy-4 and E110 Cladding Alloys», The 3rd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERM-SAR-2008), Nesseber, Bulgaria, 23–25 September 2008.
- [13] M. Grosse, L. Sepold, M. Steinbrueck and J. Stuckert, «Comparison of the Severe Accident Behaviour of Advanced Nuclear Fuel Rod Cladding Materials», Proc. TOPSAFE, Dubrovnik, Croatia, 30 Sept.–3 Oct 2008, European Nuclear Society, ISBN 978-92-95064-06-5, 2008.
- [14] M. Steinbrueck, «Separate-effects tests on high-temperature oxidation of zirconium alloys in various atmospheres», International Scientific and Technical Meeting «Computational and Experimental Studies of LWR Fuel Element Behaviour under Beyond Design Basis Accidents and Reflood Conditions», Moscow 27–28 July, 2009.
- [15] M. Steinbrueck, «Oxidation of Zirconium Alloys in Oxygen at High Temperatures up to 1600 °C», Oxidation of Metals, Volume 70, pp. 317–329, 2008.
- [16] M. Steinbrueck, M. Jung and M. Walter, «Separate-effects tests on the investigation of high-temperature oxidation behavior and mechanical properties of Zircaloy-2 to be used in the SFP PWR tests.» A report prepared in the framework of the OECD/NEA SFP Project, Karlsruhe Institute of Technology, 2010.
- [17] T. Yudina, «Comparison results of pretest PARAMETER-SF4 Numerical Modelling», 15th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 3–5 November, 2009.
- [18] T. Yudina, «Comparison results of pretest PARAMETER-SF4 Numerical Modelling», 15th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 3–5 November, 2009.
- [19] T. Yudina, «Pre- and posttest calculations of PARAMETER-SF4 test», 15th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 16–18 November, 2010.
- [20] J. Birchley and Y. Liao, «Modelling of Zircaloy Oxidation in Air» (abstract only) Cooperative Severe

Accident Research Programme (CSARP) meeting, Bethesda, Maryland, USA, September 2010.

[21] *J. Birchley and L. Fernandez-Moguel*, «Post-test analysis of PARAMETER-SF3, -SF4» 15th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 16–18 November, 2010.

[22] *K. Natesan and W. K. Soppet*, «Air Oxidation Kinetics for Zr-based Alloys», USNRC NUREG/CR-5846, ANL-03/32, June 2004.

ARTIST II

Aerosol trapping in the steam generator

Author und Co-Author(s)	Lind, Terttaliisa; Suckow, Detlef; Güntay, Salih
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 319 2111, terttaliisa.lind@psi.ch
Duration of project	1.9.2008 to 31.8.2011

ABSTRACT

A steam generator tube rupture (SGTR) in a pressurized water reactor (PWR) has a potential of causing extensive release of radioactive aerosols into the environment due to the possibility of the aerosols of by-passing the containment. Generally, no credit is taken for the retention of aerosols inside the steam generator, and consequently, the release fraction of the activity associated with SGTR may be overestimated.

Based on the need for aerosol and droplet retention data during a Steam Generator Tube Rupture (SGTR) accident, Paul Scherrer Institut (PSI) established an international cost share project called Aerosol Trapping In a Steam Generator (ARTIST), with a continuation project ARTIST II. Experimental work in ARTIST II project concentrates on five phenomena: i) aerosol retention inside the broken tube, ii) aerosol retention in the tube bundle close to the tube breach, iii) aerosol retention inside a tube bundle flooded with water, iv) aerosol retention in a droplet separator flooded with water, and v) droplet retention in the steam dryer. In addition, methodology is developed to apply the experimental data from ARTIST program to assess the source term from SGTR severe accidents.

During the second project year, experimental work was carried out to investigate three of the phenomena addressed in ARTIST II, namely, aerosol retention inside the broken tube, aerosol retention in the tube bundle close to the break, as well as droplet retention in the dryer. The experiments for the aerosol retention are reported here. The droplet retention work was started by determining flow fields at the dryer inlet and outlet, and those results are presented here. The droplet retention work is still continuing, and it will be finished during the last project year.

Towards the end of the project, a significant part of the work is devoted to summarizing the results from the whole project as well as to applying the ARTIST experimental data for the risk analysis of SGTR accidents. Description of the methodology developed to evaluate the source term for SGTR severe accidents is given in this report. For induced SGTR, in addition, a methodology was developed to assess the probability for the degraded steam generator to rupture first in the reactor coolant pressure boundary induced by severe accident thermal challenge and tube flaws due to foreign object wear.

Project goals

Despite improvements in steam generator (SG) design, manufacturing and modes of operation, SG tube rupture (SGTR) events occasionally occur during PWR operation, which underlines the need to pay particular attention to SGTR sequences. A particular safety challenge arises from an SGTR in combination with other failures such that a core melt occurs, in which case there may be a direct path by which radioactive fission products can be transported to the environment. Sequences of this kind are referred to as containment bypass and, despite their low probability, represent a significant or even dominant contribution to the overall public risk.

Based on the need for aerosol and droplet retention data during an SGTR, Paul Scherrer Institut (PSI) has built a model steam generator called ARTIST (Aerosol Trapping In a Steam Generator), which allows the gathering of data both at the separate effect and integral levels, as well as simulation of selected accident management procedures [1]. The ARTIST facility is a scaled-down model of the FRAMATOME 33/19 type SG in operation at the Swiss power Plant Beznau (KKB).

An international collaboration project ARTIST was carried out in 2002 – 2007 to perform SGTR-related tests in the ARTIST facility. A continuation project ARTIST II was initiated to address issues raised in the ARTIST project, and to investigate certain phenomena not addressed in ARTIST. ARTIST II project concentrates on aerosol retention addressing severe accident scenarios, as well as on droplet retention addressing design basis accidents.

Following experimental work is included in ARTIST II: i) Aerosol retention in SG tubes under dry conditions, ii) aerosol retention in the break vicinity under dry conditions, iii) aerosol retention in the bundle section under flooded bundle conditions with small water submersion, iv) aerosol retention in the flooded separator, and v) droplet retention in the dryer section under dry conditions. In addition to experimental work, a methodology is developed to apply the experimental data from ARTIST

to assess the source term from SGTR severe accidents. During the second year, experimental work was carried out for determination of the aerosol retention inside the broken tube and of the aerosol retention in the break vicinity. In addition, experiments were started for the determination of droplet retention in the dryer section of the steam generator. This work is still on-going, and will be completed during the last project year.

The methodology that is developed to assess the source term from SGTR is based on the use of i) an accident progression event tree (APET) to determine a particular accident sequence, ii) use of plant level codes (e.g., MELCOR) to calculate specific conditions during the incident at the plant, iii) application of the ARTIST experimental data for successive retention stages in the steam generator, and iv) integration of the data into a Monte Carlo program to analyze the probability distribution of the release fraction of radioactive compounds. For severe accident induced SGTR, in addition, the probability of a tube rupture in the steam generator due to the thermal challenge and foreign object wear is calculated.

Work carried out and results obtained

Experimental work on aerosol retention inside the broken tube

Aerosol retention inside the tube was measured under high velocity conditions (up to 300 m/s) inside a straight tube and a U-tube. The aim of the experiments was to investigate the dynamic nature of aerosol retention with high aerosol concentration, as well as to investigate the effect of particle bounce and resuspension from the tube walls. Therefore, two different particle types were used in the experiments, spherical, solid SiO₂ particles with aerodynamic mass median diameter (AMMD) = 1.4 µm, and liquid droplets of Di-Ethyl-Hexyl-Sebacat (DEHS). The solid particles were used to investigate the dynamics of the aerosol retention with high aerosol con-

Test	Tube geometry	Aerosol	Inlet pressure [bar]	Mass flow rate [kg/h]	Effects Studied
A10	Straight tube	SiO ₂	4.0	300	High aerosol concentration, straight tube
A11	Straight tube	DEHS	4.0	300	No bounce, straight tube
A12	U-tube	SiO ₂	4.0	235	No bounce, U-tube
A13	U-tube	DEHS	4.0	235	High aerosol concentration, U-tube

Table 1: Tests conducted in Phase I for aerosol retention inside the steam generator tube.

centration, as the same particles were used in earlier in-tube aerosol retention tests in ARTIST, where aerosol concentration in the test section was lower than in the present tests. The effect of particle bounce and resuspension on the aerosol retention was investigated using DEHS droplets, as fine droplets are known not to bounce, i.e., their sticking coefficient upon impaction is one (1). The test matrix for the single tube tests is presented in Table 1.

As the test series was carried out in the end of the project year, the results are not reported here, but will be reported in the final project report.

Experimental work on aerosol retention in the vicinity of the tube break

Aerosol deposition in the tube bundle close to the break was investigated in the dedicated break stage separate effect test facility. Tests were conducted to determine the effect of the gas flow rate, break geometry, and high aerosol concentration on the aerosol retention. In



Figure 1: Aerosol deposit layer on the surface of the bundle tubes close to the tube break after Test B12.

addition, one test was carried out to determine the effect of particle bounce and resuspension.

Considerable amount of aerosol was found to be retained in the vicinity of the break in all the tests. Photographs of the tube bundle after test B12, Figure 1, where the gas flow rate through the break was 358 kg/h and a 1-D guillotine break was used (1-D break has an opening area corresponding to the inner cross section area of the tube), show thick deposit layers of aerosol on the tube surfaces. In fact, the deposits were so thick, that part of the deposits had fallen off, as seen in Figure 1. Another noteworthy detail in Figure 1 is the fact that the surfaces of the tubes closest to the break do not have any deposit layer on them, presumably due to particle bounce caused by very high jet velocity.

Flow velocity and droplet retention in the steam dryer

Droplet retention in the steam separator and dryer was determined earlier in the ARTIST project. However, due to the high retention efficiency of the separator, the droplet concentration at the dryer inlet was too low to determine the droplet retention efficiency of the dryer. Therefore, tests are conducted in ARTIST II to determine the droplet retention in the steam dryer. To be able to apply the results for computational fluid dynamics (CFD) simulations, the flow characteristics have to be known. For this reason, the work was started by determining the gas flow velocity at the steam dryer inlet and outlet. This work was finished during the second project year, and the work continues with the determination of the droplet retention in the dryer section during the last project year.

The gas flow velocity was determined at the separate effect droplet retention facility, Figure 2. The facility consists of 1:1 scale steam separator and dryer. A two-component Laser Doppler Anemometer (LDA) instrument was used for the velocity measurements at the

Test	Break geometry	Inlet pressure [bar]	Mass flow rate [kg/h]	Effects Studied
B08	1-D guillotine	2.9	363	Test with DEHS, sticky aerosol
B09	1-D fish mouth	2.8	358	High flow rate, fish-mouth
B10	0.5-D fish mouth	2.7	90	Low flow rate, fish-mouth
B11	0.5-D guillotine	2.9	90	Low flow rate, guillotine
B12	1-D guillotine	2.8	358	Reference test to ARTIST tests, high particle concentration

Table 2: Tests conducted in Phase II for aerosol retention in the vicinity of the tube break.

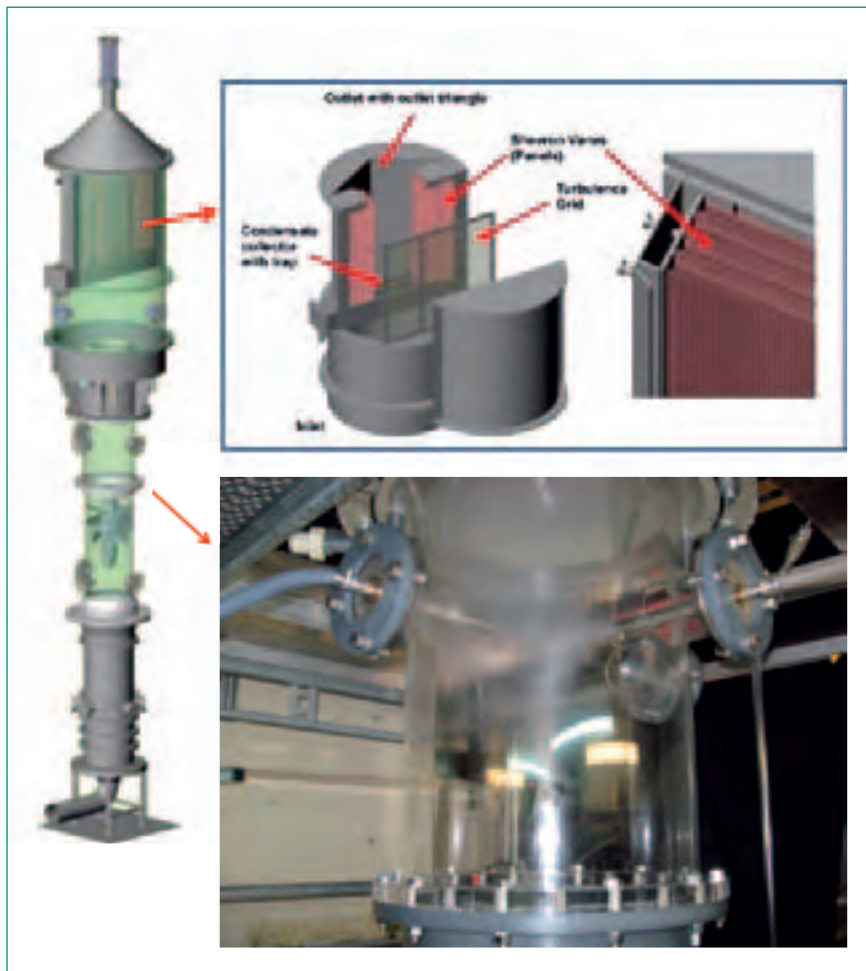


Figure 2: Droplet retention test section with 1:1 scale droplet separator and dryer. The velocity was measured at the dryer inlet and outlet as close to the dryer panels as was possible.

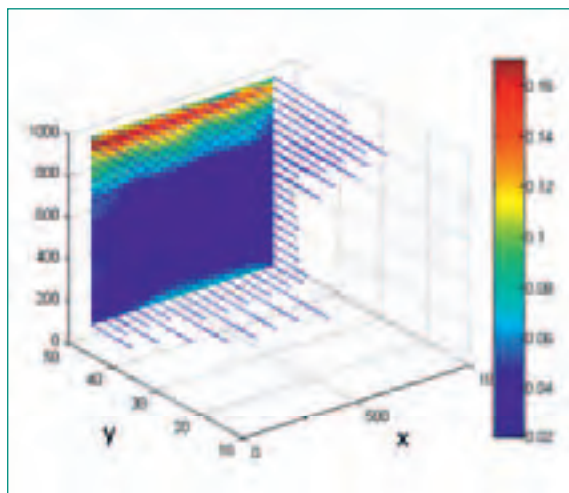


Figure 3: Flow field at the dryer outlet with mass flow rate of 200 kg/h. The velocity scale in m/s.

dryer inlet and outlet as close to the dryer panels as possible. For the velocity measurements, seed particles of polyethylene glycol with an average diameter of approximately 1 μm were fed at the outlet of the separator with a nebulizer.

The flow fields were characterized with four different dry air flow rates through the dryer, 50, 100, 200 and 800 kg/h. For all the flow rates, the flow field at the dryer inlet was affected by the swirl vane upstream of the dryer seen as a non-uniform velocity distribution, and higher velocities towards the walls of the inlet flow channel. In the dryer, the flow velocity decreased and the velocity differences caused by the swirl vane disappeared. Higher flow velocity was seen at the top of the dryer panels where the flow turned to go upwards towards the facility outlet, Figure 3.

SGTR severe accident risk analysis using ARTIST data

A methodology was developed to apply the experimental data from ARTIST program to assess the source term from SGTR severe accidents. The same methodology for source term estimation can be used for both spontaneous SGTR accidents and severe accident induced SGTR. For severe accident induced SGTR, in addition, a methodology was developed to assess the probability for the degraded steam generator to rupture first in the

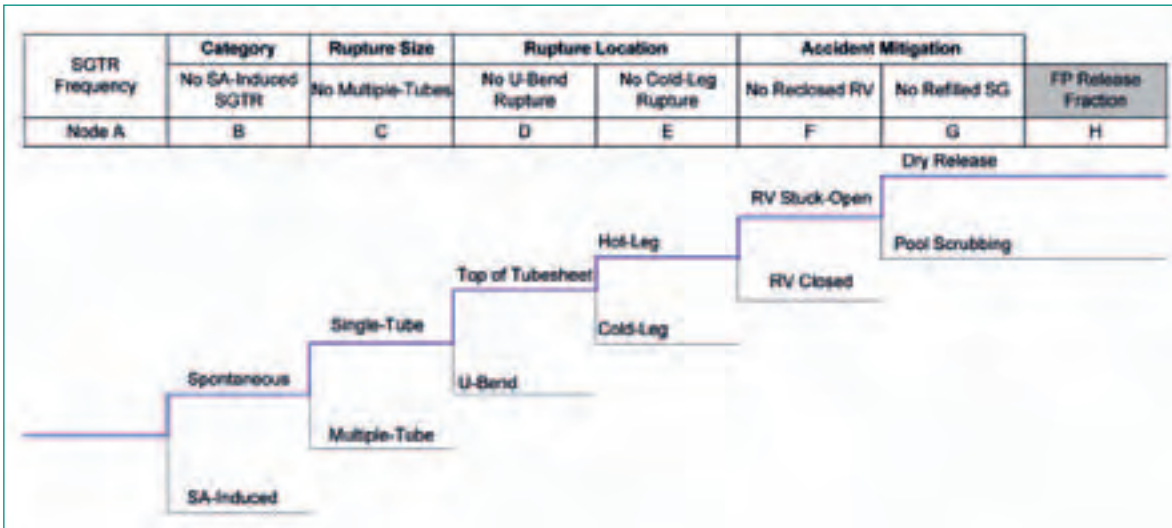


Figure 4: SGTR Accident Progression Event Tree.

reactor coolant pressure boundary induced by severe accident thermal challenge and tube flaws due to foreign object wear.

The source term evaluation is based on the following steps:

- 1) **A variety of SGTR scenarios** are considered based on SGTR accident progression event tree (APET), e.g., spontaneous or induced, single-tube or multiple-tube rupture, location of the rupture, etc., Figure 4.
- 2) For each scenario, **a series of retention stages** in the release path of the radioactive compounds are considered, Figure 5: circuit, SG inlet/outlet plenum, in-tube retention, break stage, far field, U-bend, separator and dryer, and steam dome. Retention caused by recirculation is taken into account as a lump parameter model.
- 3) For each retention stage, **time dependent thermal-hydraulic conditions** are calculated using system

codes, e.g., MELCOR, SCDAP/RELAP5, SOPHAEROS. An example for such calculation is given for the break stage fluid temperature as calculated by MELCOR and SCDAP/RELAP5 in Figure 6.

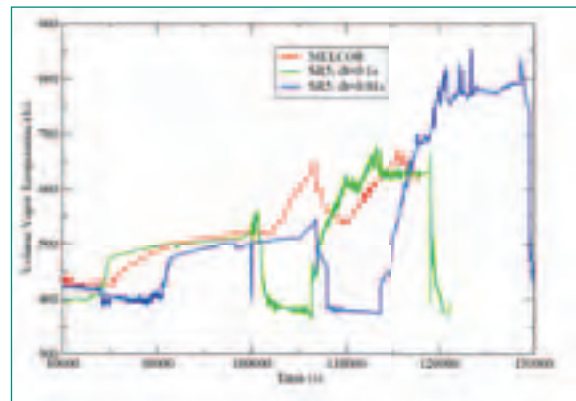


Figure 6: Break stage fluid temperature calculated by MELCOR and SCDAP/RELAP5.

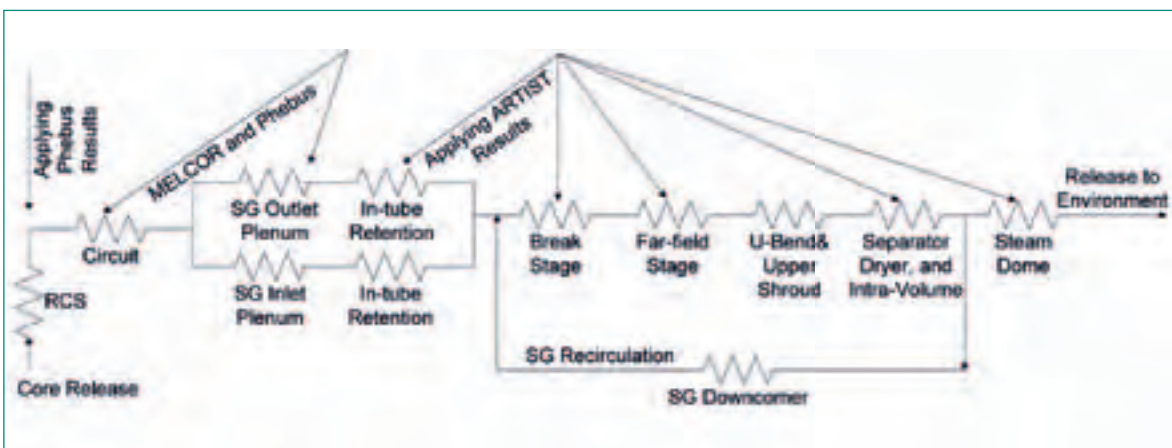


Figure 5: Retention stages in the release path of the radioactive compounds.

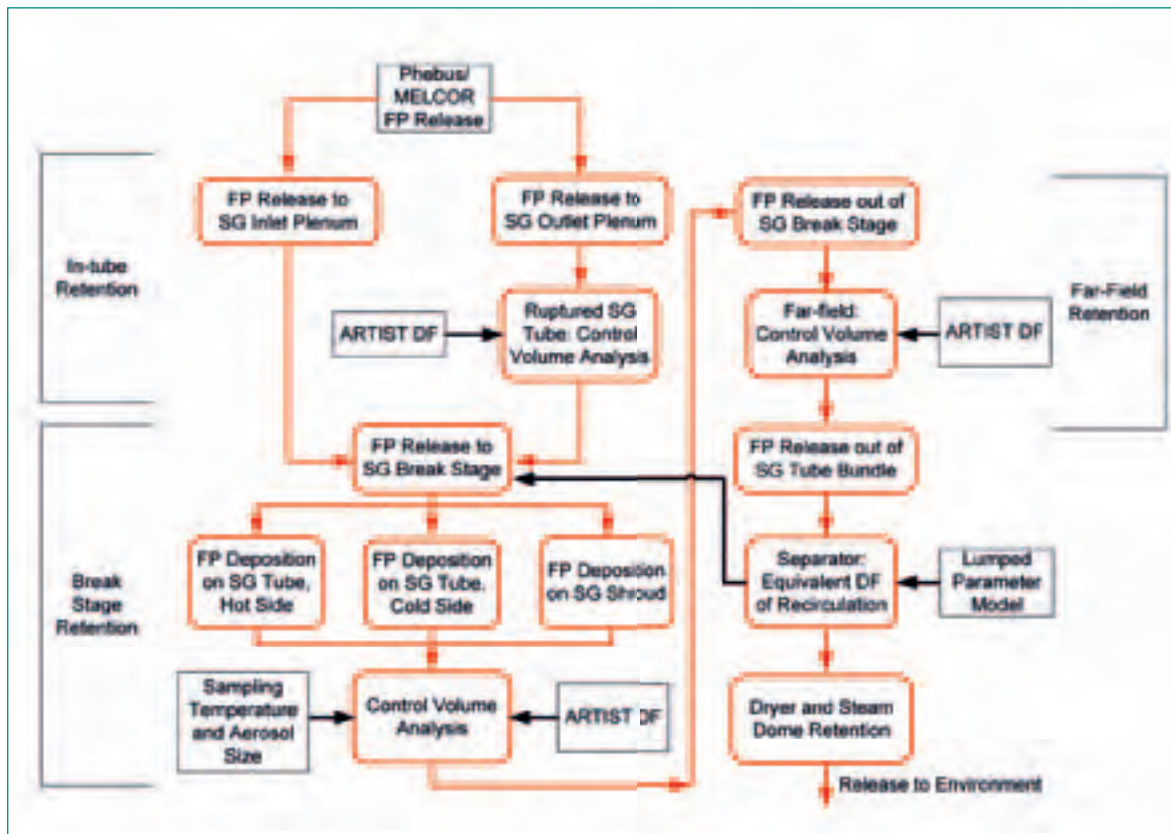


Figure 7: Monte-Carlo program to sample TH-conditions, DF, and their error factors, and to analyze the probability distribution of the release fraction of the radioactive compounds.

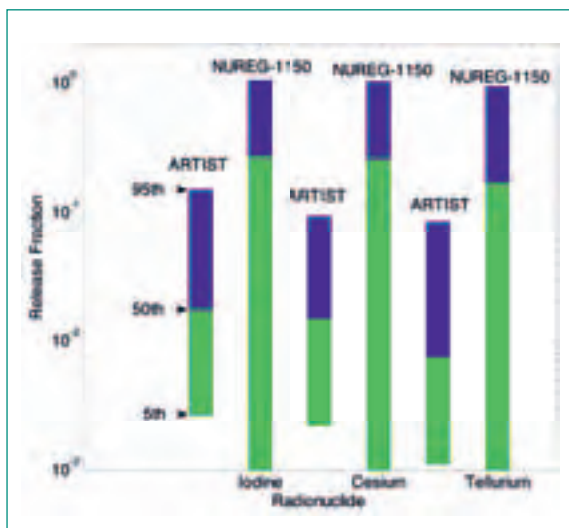


Figure 8: Comparison of the release fractions using ARTIST experimental data to those in the NUREG-1150 analysis for volatile radionuclides.

4) Based on the conditions predicted by the system codes, **appropriate ARTIST experimental data for aerosol retention** are applied at each retention stage. Here it is taken into account that fission products may be in the vapour phase and as aerosols, and

that the ARTIST data are only applicable to the aerosol phase. Vapour condensation onto particles and walls is taken into account, including particle growth by condensation.

5) **Data are integrated into a Monte-Carlo program:** Decontamination factor (DF) values for a series of retention stages, error factors for DF values based on experimental data and expert judgment, and error factors for thermal-hydraulic conditions based on multiple code runs. Monte-Carlo program, Figure 7, samples thermal-hydraulic conditions and DF for a series of retention stages for the time series of a specific SGTR scenario to analyze the probability distribution of the release fraction of radioactive compounds.

An example calculation for a specific SGTR scenario in a Swiss power plant shows, Figure 8, that using the ARTIST experimental data and the methodology developed and described here, the uncertainties in the release fractions of radionuclides are significantly reduced compared to earlier analyses [2]. In addition, the steam generator clearly shows a retention capacity at least an order of magnitude larger than previously estimated.

National Cooperation

ARTIST II is an international collaboration research program. Swiss nuclear power plants Beznau and Gösgen, as well as ENSI are partners in the program by co-funding the project.

In support of the ARTIST II project, collaboration with Swiss Universities is carried out in the form of three PhD theses: i) during the second project year, a PhD work titled «Numerical investigation of particle-laden thermally driven turbulent flows in enclosure» was completed at EPFL with Prof. M.O. Deville as the supervisor, ii) a PhD work titled: «Large eddy simulation of particle removal inside a differentially heated cavity» is in its second year with Professors M.O. Deville (EPFL) and L. Kleiser (ETHZ) as supervisors, and iii) a new PhD work is started at ETH in Zurich in collaboration with Prof. H.-M. Prasser during the last project year; the tentative subject of the work is: «Bubble hydrodynamics in tube bundles».

International Cooperation

PSI is the coordinator of the project as well as the operating agent for conduction of the ARTIST II tests. The following international organizations are partners in the ARTIST II program: CIEMAT (Spain), CSN (Spain), JNES (Japan), NRG (The Netherlands), US. NRC (USA), SNL (USA), Fortum (Finland), University of Kuopio (Finland), and VTT (Finland). These organizations co-fund the ARTIST II project as well as provide technical contributions in form of model development, simulations, and experimental work.

Two PhD students are working in support of ARTIST II project at universities in Spain and Finland.

Assessment 2010 and Perspectives for 2011

The work progressed according to the work plan during the second project year. The 2nd project review committee meeting was organized at PSI January 25–26, 2010. All the partners, including PSI, presented their work accomplished during the first project year, and described their plans for the second and third years. All the plans were accepted as presented.

Experiments for determination of aerosol retention inside the tube (Phase I: In-tube) and in the break vicinity (Phase II: Break stage) were carried out during 2010. In

addition, flow velocity measurements were conducted at the dryer section inlet and outlet. Droplet retention tests (Phase VI) were started, and will be continued during 2011.

Work was carried out to develop and refine **the methodology to re-evaluate the source term from severe accident by-pass scenarios** based on the experimental data from ARTIST. Treatment of the induced tube rupture in the presence of severe accident thermal challenge and tube flaws due to foreign object wear was added to the analysis.

Results of the work in ARTIST were presented **at three conferences:** i) The International Aerosol Conference, ii) CSARP meeting (Cooperative Severe Accident Research Program, US. NRC), and iii) ANS Winter Meeting (American Nuclear Society).

In the last project year, the final results of the aerosol retention tests will be reported. The experiments for the droplet retention in the dryer will be completed. A final report of the project will be prepared and distributed to the partners.

Publications

- *T. Lind, S. Danner, S. Guentay*, Monodisperse fine aerosol generation using fluidized bed. *Powder Technol.* 199 (2010), 232–237.
- *T. Lind, Y. Ammar, A. Dehbi, S. Guentay*, Break-up mechanisms of TiO₂ aerosol agglomerates in a PWR steam generator tube rupture conditions. *Nuclear Eng. Design*, 240 (2010) 2046–2053.
- *T. Lind, A. Dehbi, D. Suckow, S. Güntay*, Aerosol retention in the flooded steam generator bundle during SGTR. *Nucl. Eng. Des.* (2010), doi:10.1016/j.nuceng-des.2010.10.025.
- *R. Puragliesi, A. Dehbi, E. Leriche, A. Soldati, M.O. Deville*, DNS of buoyancy-driven flows and Lagrangian particle tracking in a square cavity at high Rayleigh numbers. Submitted for publication in *International Journal of Heat and Fluid Flow*.
- *C. Bosshard, R. Bouffanais, M. Deville, R. Gruber, J. Latt*, Computational performance of a parallelized three-dimensional high-order spectral element toolbox. Submitted for publication in *Computers & Fluids*.
- *R. Puragliesi*, Numerical investigation of particle-laden thermally driven turbulent flows in enclosure. PhD thesis, EPFL, 2010.
- *T. Lind, S. Güntay*, The effect of flooding on aerosol retention in the steam generator bundle. 2010 ANS

Winter Meeting, November 7–11, 2010, Las Vegas, Nevada, USA.

- *T. Lind, D. Suckow, S. Güntay*, Aerosol retention in the flooded steam generator of a nuclear power plant. International Aerosol Conference 2010, August 29 – September 3, 2010, Helsinki, Finland.
- *M. Ihalainen, T. Lind, S. Güntay, J.K. Jokiniemi*, Use of a micro-orifice impactor to study the impaction behaviour of an agglomerate. International Aerosol Conference 2010, August 29 – September 3, 2010, Helsinki, Finland.
- *D. Suckow, T. Lind, S. Güntay*, Effect of flooding on the aerosol retention in the steam generator bundle. CSARP Meeting, September 14–16, 2010, Bethesda, USA.

References

- [1] *S. Güntay, D. Suckow, A. Dehbi, R. Kapulla*, «ART-IST: introduction and first results.» Nucl. Eng. Design, 231, pp. 109–120, 2004.
- [2] *US. NRC*. Severe accident risks, «An assessment of five US nuclear power plants.» US. Nuclear Regulatory Commission Report, NUREG-1150, 1990.

MSWI

Melt-Structure-Water Interactions During Postulated Severe Accidents in LWRs

Author and Co-Author(s):	W.M. Ma, P. Kudinov, A. Karbojian, R.C. Hansson, L.X. Li, W. Villanueva C.T. Tran, F. Cadinu, L. Manickam
Institution	Royal Institute of Technology (KTH)
Address	Roslagstullsbacken 21, 10691 Stockholm, Sweden
Tel., E-mail, Internet address	46-8-5537 8821, ma@safety.sci.kth.se, www.safety.sci.kth.se
Duration of project	January 1, 2010 to December 31, 2010

ABSTRACT

For assessment of corium risks in BWR plants with cavity flooding as a SAM measure, the MSWI project at KTH is to investigate phenomena which are identified as having the largest impact on quantification of corium coolability and ex-vessel steam explosion. The new phase (2009–2011) of the project is focused on the remaining uncertainties identified in the previous phase (2006–2008). The research activities are performed in 4 topical areas: **INCOSAM** (in-vessel coolability with potential SAM measures), **DEFOR** (characterization of debris beds formed in fuel coolant interactions), **POMECO** (coolability assessment of particulate beds with prototypical characteristics), and **SERA** (steam explosion risk assessment).

During 2010 substantial advances and new insights into physical mechanisms were gained for: (i) the creep of the lower head of a BWR under thermo-mechanical loads; (ii) the debris agglomeration, morphology and self-organization in the debris bed shape formation; (iii) the friction laws of particulate

beds packed with irregular particles; and (iv) the effect of binary oxides mixture's properties on steam explosion. One-way coupling between PECM model for melt pool heat transfer and ANSYS thermo-structural mechanics was employed to analyze the vessel creep, and the results revealed two different modes of vessel failure: a «ballooning» of the vessel bottom and a «localized creep» concentrated within the vicinity of the top surface of the melt pool. Based on the data obtained in the DEFOR-A experiments, the map for debris agglomeration mode was proposed. POMECO-FL experimental data suggest that for a particulate bed packed with non-spherical particles, the effective particle diameter can be represented by the equivalent diameter of the particles, which is the product of Sauter mean diameter and shape factor of the particles. The preliminary results of steam explosion experiments performed at low melt superheat (100 °C) using oxidic mixture of WO_3 -CaO detect an apparent difference in steam explosion energetics between the eutectic and non-eutectic materials.

Project goals

The central aim of the MSWI (Melt-Structure-Water Interactions) project at Royal Institute of Technology (KTH) is to create new knowledge on melt-structure-water-interaction phenomena (e.g. data, insights, models, codes and methodology) which enables reducing uncertainty in quantification of severe accident risks in a light water reactor (LWR). Supported by the APRI group (including SSM and Swedish utilities), ENSI, Nordic Nuclear Safety Research (NKS) program and European Union (SARNET2 project), the MSWI research's driving force and immediate objectives are to build a sound foundation that helps bring to the resolution two long-standing severe accident issues in nuclear power plants, namely steam explosion and corium (debris) coolability in in-vessel and ex-vessel scenarios of severe accidents. During the period of years 2009–2011, the project activities comprise the following topical areas.

- **INCOSAM** (IN-vessel COolability and Severe Accident Management)
- **DEFOR** (DEbris in- and ex-vessel FORmation)
- **POMECO** (POrous MEdia in- and ex-vessel COolability)
- **SERA** (Steam Explosion Risk Assessment)

The focus is to identify the limiting mechanisms in corium risk and to reduce uncertainties in quantification of (i) in-vessel corium coolability which provides the limiting boundary conditions (reactor vessel failure mode and timing, corium melt ejection characteristics – composition, total mass and release rate) for steam explosion and debris coolability in ex-vessel scenarios, (ii) characterization of debris beds formed in fuel-coolant interactions, (iii) coolability assessment of the debris beds with prototypical characteristics, and (iv) micro interactions of steam explosion which provide limiting mechanisms for steam explosion energetics.

Substantial progress has been achieved in each topic during 2010. Due to space constraint, the present report just summarized some selected activities and the corresponding results. More detailed description of project achievements can be found in the publications [1–14] supported by the MSWI project.

Work carried out and results obtained

1. Progress in INCOSAM Activity

INCOSAM is critically important activity for reduction of uncertainty in the ex-vessel stage, with the goal being

to assess possibility of in-vessel retention and quantify uncertainty in timing and mode of melt release from the vessel in terms of: dripping or jet mode (single/multiple jets), size of the breach, amount of melt which can be ejected at once, melt composition, melt superheat. Melt release mode is contingent upon core melt relocation mode (dripping/jet), reheating and remelting of the debris in lower head, melt interaction with the vessel wall and vessel penetrations (nozzles of IGT, CRGT, pumps, and drain line). One of the most important elements in the INCOSAM study is to quantify the reduction in both risk and uncertainty by potential severe accident management measures (e.g., CRGT cooling, external vessel cooling).

The focus of year 2010 is placed on applying the computationally efficient approach (ECM/PECM models) for assessment of melt pool heat transfer in a BWR lower head, and performing analysis for vessel creep under thermal and mechanical loads [1-3].

A coupled thermo-mechanical creep analysis of the pressure vessel lower head was carried out to provide insights into failure modes of the reactor pressure vessel under the thermal load of melt pool with CRGT cooling. We consider two cases with different melt pool depths $H = 0.7$ m and 1.0 m. We observe different modes of failure in the two cases if only CRGT cooling is applied. Fig. 1 shows the von Mises creep strains and displacements of the vessel wall for the case with melt pool depth $H = 0.7$ m. At time $t = 5.14$ h (Fig. 1b), the maximum creep strain has reached 0.19 located along the vicinity of the top of the melt pool while most part of the lower section has creep strains between 0.06 – 0.12 . The maximum displacement becomes 0.34 m at the bottom center of the pressure vessel and gets smaller as reaching the top of the pool, which indicates a «ballooning» type of deformation. The rest of the vessel has negligible displacement. This ballooning intensifies at a later time $t = 5.56$ h (Fig. 1c) and shall result in vessel failure, although we cannot consider the displacements and creep strains at this time to be reliably predicted since the maximum creep strain (0.42) has reached beyond the validated range of the creep modeling. To demonstrate the importance of creep to vessel failure, Fig. 1d shows a thermo-mechanical analysis with the same thermal load but without creep modeling in mechanical analysis at time $t = 5.56$ h and the maximum mechanical and thermal strain has only reached 0.009 with a maximum displacement of 0.05 m.

In Fig. 2 the von Mises creep strains and displacements are shown for the case with melt pool depth $H = 1$ m.

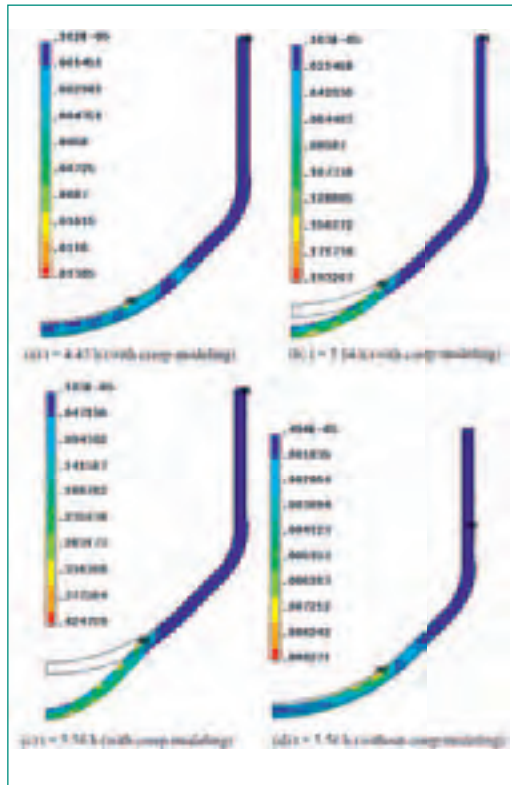


Figure 1: Von Mises creep strains and displacements at different times with melt pool depth of 0.7 m. The maximum displacements are (a) 0.04 m, (b) 0.34 m, (c) 0.72 m, and (d) 0.05 m.

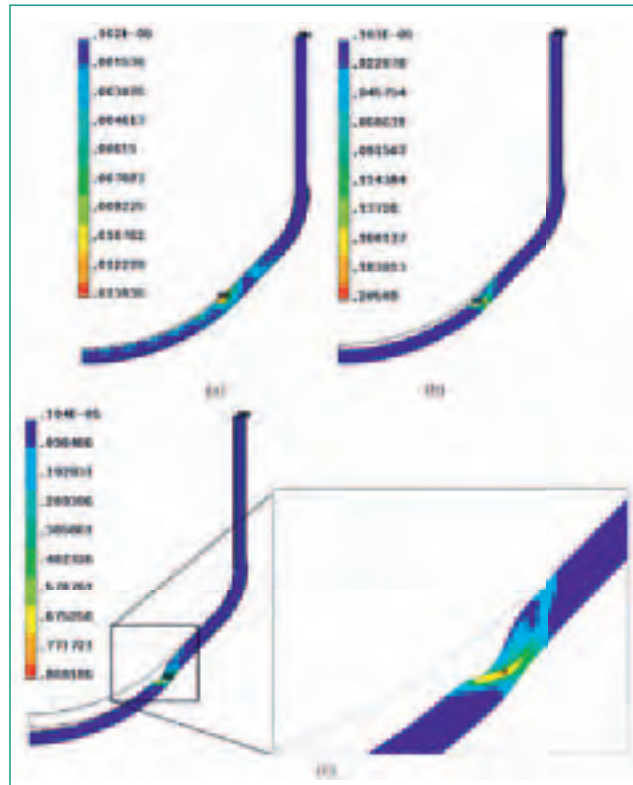


Figure 2: Von Mises creep strains and displacements with melt pool depth of 1 m at (a) 3.89 h, (b) 4.49 h, and (c) 4.72 h. The maximum displacements are (a) 0.03 m, (b) 0.07 m, and (c) 0.25 m.

At time $t = 3.89$ h in Fig. 2a, the maximum creep strain has reached 0.01 located in the vicinity of the top of the melt pool while the maximum displacement is 0.03 m. It becomes clear in Fig. 2b that the strains are localized in the region right below the pool top surface. In addition, the displacement of the lower part of the vessel is almost uniform at 0.07 m. The observation suggests a different mode of failure which is, localized creep, as compared with the ballooning type in the previous case. Moreover, we can see the same qualitative behaviour in Fig. 2c as the localized creep intensifies in the same location.

2. Progress in DEFOR Activity

Ex-vessel melt coolability is contingent upon the porous media properties of the debris such as (i) porosity, (ii) particle size distribution and morphology, (iii) shape of the debris bed, (iv) mass fraction and location of agglomerated/non-fragmented melt. The properties of the debris bed result from the complex interplay between different physical phenomena. Interactions and feedbacks between distinct phenomena, namely premixing, debris bed thermal-hydraulics and debris bed formation

are important governing factors and potential sources of limiting physical mechanisms.

The focus of the DEFOR research in 2010 was on quantification of the following debris bed properties central for coolability of the bed:

- Debris agglomeration and particle size distribution [5, 13, 14]
- Experimental and analytical study of particle morphology and bed porosity [4, 7, 8, 13, 14]
- Spatial configuration of the debris bed [13, 14]

A brief account of most important DEFOR findings and achievements is summarized below:

- (i) Observations of particle morphology reported in prototypic corium experiments performed in the past suggest that the prototypic corium debris particle morphology is inclusive of types identified in the DEFOR-S (Snapshot) tests [4].
- (ii) Results of the DEFOR-S experiments also show the influence of water subcooling on particle morphology, encapsulated porosity and finally on average porosity of the debris bed which was found to be high (45–70 %), compared to the traditionally assumed value of 40 % characteristic of solid spherical particles packing.

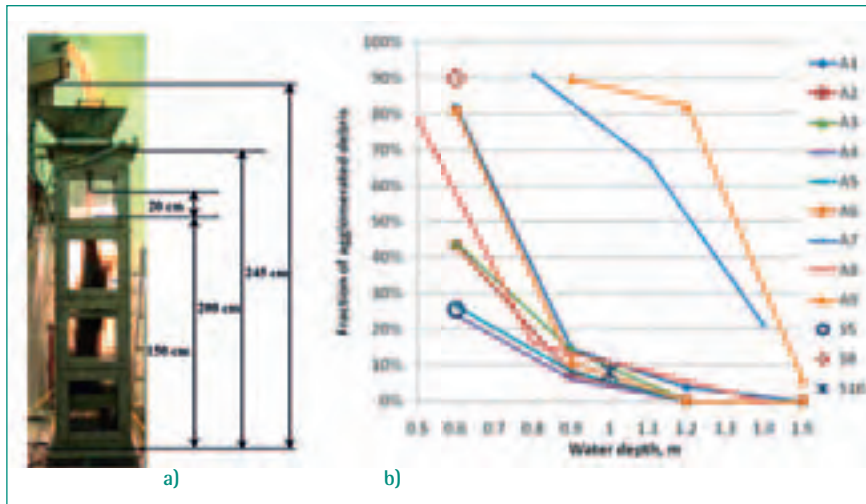


Figure 3:
The DEFOR-A experiment:
 (a) experimental facility;
 (b) dependence of mass fraction of agglomerated debris on pool depth.

- (iii) Dependency of mass fraction of agglomerated debris on water pool depth (cf. Fig. 3b) is studied systematically in the DEFOR-A (agglomeration) tests [5, 14, 15] with different jet diameter (cf. Table 1), melt superheat and coolant temperature. It was found that fraction of agglomerated debris decreases rapidly with increasing pool depth. Debris collected at 1.5 m below the water level consists of mostly fragmented particles even at high (~200K) melt superheat (DEFOR-A7, A9).
- (iv) Size distribution of the particles obtained in the DEFOR-A tests is quite close to that from the FARO tests with corium mixtures.

Analytical efforts have been performed to explain DEFOR-S experimental findings about particle morphology and resulting porosity. Observed transition from smooth surface particle morphology to sharp edges particles morphology was explained by transition from hydrodynamic melt breakup dominating regime to solid fracture dominating regime of melt fragmentation [7, 8]. It has

been demonstrated that rapid changes in cooling rate during transition from film to nucleate boiling and resulting thermal stresses can explain different morphologies of the melt simulant particles observed at different subcooling of water [7, 8].

An approach to prediction of mass fraction of agglomerated debris is proposed on the basis of VAPEX FCI code [6]. Validation of the approach was performed against DEFOR-A experimental data, and an agglomeration mode map is proposed as a means for quantification of the debris agglomeration in plant accident conditions [6]. Fast reduction of the mass fraction of agglomerated debris with the pool depth is also predicted at prototypical conditions of corium-coolant interaction.

DECOSIM code is developed and applied for investigation of different feedbacks and self-organization processes in the debris bed formation and coolability [14]. Self spreading of the bed in a gradual melt release mode for subcooled pool conditions has been analyzed [14].

Parameters	Tests								
	A1	A2	A3	A4	A5	A6	A7	A8	A9
Melt temperature, K	1253	1246	1483	1221	1245	1279	1349	1255	1343
Melt superheat, K	110	103	–	78	102	136	206	112	200
Melt jet initial diameter, mm	10	20	20	20	10	12	25	25	20
Duration of melt release, s	38	11	–	11	38	20	10	10	11
Elevation of melt release, m	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.62	1.62	1.7
Jet free fall height, m	0.18	0.18	0.18	0.20	0.18	0.18	0.20	0.20	0.18
Water pool depth, m	1.52	1.52	1.52	1.50	1.52	1.52	1.42	1.42	1.52
Water initial temperature, K	346	366	345	346	364	346	356	355	355
Water subcooling, K	27	7	28	27	9	27	17	18	18

Table 1: DEFOR-A test conditions.

3. Progress in POMECO Activity

The objective of POMECO activity is to reduce the uncertainties in coolability assessment of a debris bed formed in fuel-coolant interactions (FCI) during a postulated severe accident of LWRs. While the focus of DEFOR activity is to characterize such debris bed, the influences of the bed's characteristics (prototypicality) on coolability is addressed in POMECO research [9].

During 2010 the construction of the test facility named POMECO-HT [10] was completed and used to investigate the coolability of volumetrically-heated particulate beds which have the characteristics of the prototypical debris bed, such as packed with multi-size and/or irregular-shape particles. Meanwhile, we continued the experiments on the test facility POMECO-FL to obtain the effective particle diameters of particulate beds packed with non-spherical particles.

It is generally accepted and widely used by engineers that satisfactory predictions of frictional pressure drops of fluid flow in packed beds can be obtained with the use of semi-empirical models such as the Ergun equation:

$$-\frac{\partial p}{\partial z} = 150 \frac{(1-\varepsilon)^2 \mu}{d^2 \varepsilon^3} J + 1.75 \frac{(1-\varepsilon) \rho}{d \varepsilon^3} J^2 \quad (1)$$

where $\partial p/\partial z$ is the frictional pressure gradient, d is the diameter of particles, ε the bed porosity, μ the dynamic viscosity of fluid, ρ the density of the fluid and J the superficial velocity of fluid.

Eq. (1) suggests that the pressure gradient in a particulate bed is subjected to the particle size and bed porosity, but its application is not straightforward for a bed packed by multi-size particles or non-spherical particles. In practice, an effective particle diameter is proposed to be used in Eq. (1) to calculate the pressure drop.

For particulate beds packed by multi-size spheres, our previous study reported in 2009 showed that at low flowrate ($Re < 7$) the effective particle diameters can be represented by the area mean diameters (Sauter mean

diameter) of the particles in the beds, while at high velocity ($Re > 7$) the effective particle diameters are closer to the length mean diameters.

How about if the bed is packed by non-spherical particles (e.g., cylinders, hollow spheres)? This is what we tried to answer in new POMECO-FL tests performed in 2010. Table 2 lists the particulate beds investigated in this respect. The beds are all 635 mm tall and 90 mm in diameter. The particles in Bed-1 were made of glass, while the particles of Bed-2 through Bed-4 were made of stainless steel.

Based on the experimental data, we proposed the following mean particle diameter into Eq. (1) for the calculation of frictional pressure drop of fluid flow through the beds:

$$d_{eq} = \psi d_{sd} \quad (2)$$

where d_{sd} is the Sauter mean diameter of the particles, and the constant ψ is the shape factor of the particles (also called sphericity), which is defined as the ratio of the surface area of equivalent-volume sphere to that of the actual particle. The mean particle diameter d_{eq} is called equivalent particle diameter.

Fig. 4 shows the pressure gradients of water flow through Bed-1 and Bed-2 packed by hollow spheres. The experimental data (triangle symbols) are underestimated if Sauter mean diameter d_{sd} was taken as the effective particle diameter. However, the measured pressure drops were well predicted by Eq. (1) in case of $d = d_{eq}$, as shown in Fig. 4. This implies that in this case the effective particle diameter can be represented by the equivalent diameter of the particles, as defined in Eq. (2), the product of Sauter mean diameter and the shape factor.

Such characteristics hold for Bed-3 and Bed-4 packed with cylindrical particles in general; see Fig. 5, although it seems that at low flowrate ($J_1 < 7$ mm/s) the pressure gradients are better predicted by using Sauter mean diameter. That means the shape factor plays a less role at laminar flow regime and only the specific surface area

Bed	Particles	Diameter (mm)	Hole (mm)	Length (mm)	ε (/)	d_{sd} (mm)	ψ (/)	d_{eq} (mm)
1	hollow spheres	6	1	/	0.39	5	0.845	4.2
2	hollow spheres	6	3	/	0.55	3	0.577	1.7
3	cylinders	3	/	3	0.33	3	0.874	2.6
4	cylinders	3	/	6	0.37	3.6	0.832	3

Table 2: Particulate beds for testing.

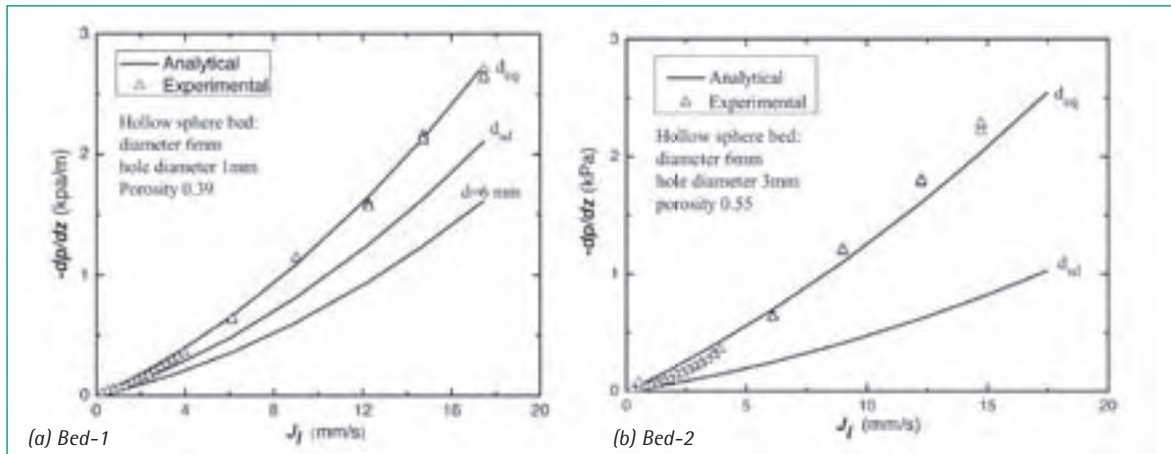


Figure 4: Pressure gradients of water flow through particulate beds packed by hollow spheres.

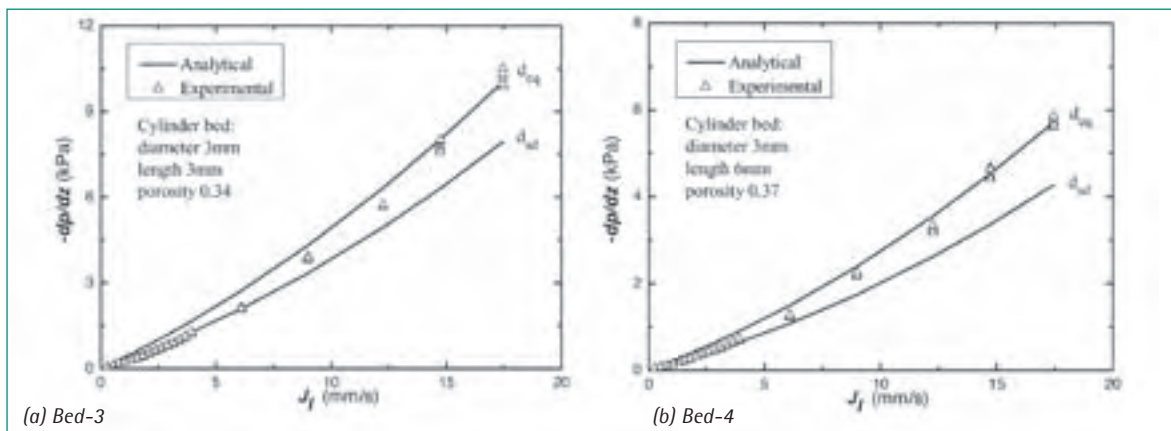


Figure 5: Pressure gradients of water flow through particulate beds packed by cylindrical particles.

(reflected in the Sauter mean diameter) can cover the influence of particle morphology on flow drag in the beds. When the fluid velocity is high, turbulence prevails and the specific surface area alone is no longer sufficient to count the contribution of particle morphology to the pressure drops. The impact of shape factor should be more explicit and pronounced. In applications (boiling two-phase flow in coolability quantification), turbulent flow regime may be common, and thus the predictions by the equivalent particle diameter should be more conservative.

4. Progress in SERA Activity

The objective of the steam explosion study at KTH is to pursue new evidences of corium low explosivity by performing MISTEE experiments. The new focus in 2010 is to perform MISTEE experiment with eutectic and non-eutectic single oxidic molten droplet at low superheat. Previously, single drop steam explosion experiments

were conducted with oxidic materials (WO_3 -CaO) at high melting temperatures on the MISTEE test facility [12], to pursue a basic understanding of micro-interactions in steam explosion. The experimental results showed that there was no obvious discrepancy on both bubble dynamics and melt dynamics (preconditioning) between the eutectic droplet and the non-eutectic droplet. There were no apparent differences in steam explosion energetics between the eutectic and non-eutectic materials either. This could be due to the high superheat (200 °C) employed in the present experiments. For such a superheat, the droplet was probably liquid during the whole interaction process and that was why we could not distinguish any difference between the eutectic and non-eutectic melts during a steam explosion.

The material effect might be perceived with much lower superheat than 200 °C, where mechanisms like the mushy zone will start playing a role. To verify this hypothesis, a series of single drop steam explosion experiments were conducted with the same materials (WO_3 -CaO) at low superheat (100 °C) on the MISTEE

test facility. Similar to the case with high superheat, the droplet mass and coolant temperature were maintained at around 1 gram and 20–30 °C, respectively. Based on the results from image processing accomplished for a limited number of test runs, the preliminary observations are as follows.

Regarding the bubble dynamics, Fig. 6 shows the diameter evolution of the bubbles surrounding the eutectic and non-eutectic droplets undergoing vapor explosion. Similar to bubble diameter history observed in the previous tests [12], three cycles of the bubble with expansion and subsequent collapse can be well defined. However, one could identify a difference in the bubble expansion of the 2nd and 3rd cycles between the eutectic melt and the non-eutectic melts – the eutectic material produces a larger bubble in the 2nd and 3rd cycles. This phenomenon was not observed in the experiments with high superheat. Since steam explosion energetics is mainly determined by bubble dynamics during the explosions, one may expect that the eutectic droplet is more explosive than the non-eutectic ones, which is proven by the data of cumulative conversion ratio (CR) as shown in Fig. 7.

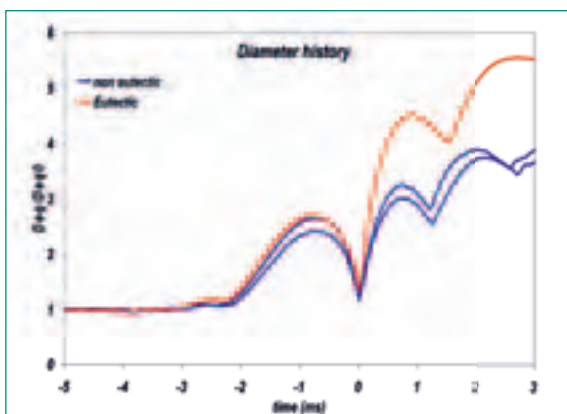


Figure 6: Bubble dynamics of eutectic and non-eutectic WO_3 -CaO single droplets.

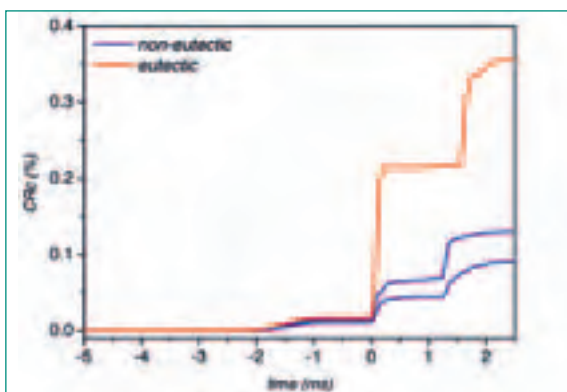


Figure 7: Cumulative conversion ratio of eutectic and non-eutectic WO_3 -CaO single droplets.

International Cooperation

The activities in the MSWI Project at Royal Institute of Technology (KTH) are jointly supported by APRI (consortium of the Swedish Nuclear Authority SSM and Swedish nuclear power companies), ENSI, European Union (SARNET2 Project) and NKS (Nordic Nuclear Safety Research).

Assessment 2010 and Perspectives for 2011

Significant progress was made and important findings were obtained in the MSWI Project work during year 2010. We continued the risk-oriented approach which enables us to identify risk-significant (sub-) phenomena/effects and suggest appropriate level of treatment. The capabilities emerged to perform analyses of these phenomena have been further developed and matured, and new activities and capabilities were considered during the risk quantification process.

Substantial advances in process modeling and new insights into related mechanisms were gained from corium coolability in the BWR lower head by integral and coupled assessment and taking into account SAM measures; debris bed characterization with focus on debris agglomeration; debris bed coolability analysis with focus on non-spherical nature of the debris particles; and micro dynamics (anatomy) of steam explosion of a single oxidic droplet at low superheat. Specifically, Method for one-way coupling of PECM model with ANSYS solid mechanical simulation was developed to analyze creep failure of the lower head under melt pool attack with CRGT cooling. The conservative-mechanistic approach proposed to predict mass fraction of agglomerated debris was advanced to develop a debris agglomeration mode map. For a particulate bed packed with non-spherical particles, the effective particle diameter can be represented by the equivalent diameter of the particles, which is the product of Sauter mean diameter and shape factor of the particles. The steam explosion experiments using oxidic mixture of WO_3 -CaO at low superheat (100 °C) show that there is a difference in steam explosion energetics between the eutectic and non-eutectic materials. Notably, one PhD thesis [12] related to steam explosion energetics was defended in November 2010. More achievements and detailed description can be found in the publications [1–14] supported by the MSWI project. Overall, the research of MSWI Project in 2010 has advanced the knowledge of Melt-

Structure-Water Interactions toward reducing conservatism in quantification of ex-vessel melt risks in BWRs. As we enter 2011, the MSWI project continues a high performance in more data generation and methodology development, in order to reduce uncertainty in quantification of corium melt risk in a hypothetical reactor severe accident of LWRs. Specifically, in INCOSAM topical area we will perform systematic analysis for in-vessel melt progression and continue the coupled thermo-mechanical analysis for the RPV creep and instrument tube (IGT) failure. In DEFOR topical area, we will finalize the debris agglomeration mode map, and further scrutinize other characteristics of the debris bed formed FCI. In POMECSO topical area, we will complete the tests planned on the POMECSO-HT facility to investigate the friction laws and coolability in particulate beds with prototypical debris characteristics such as packed with multi-size and irregular particles; the data are then used to validate the related simulation tools which will be applied to reactor safety analysis. In SERA topical area, we will continue image processing for the remaining data (melt dynamics) and remaining test runs, perform additional MISTEE experiments with WO_3 -CaO mixture at low superheat for further verification and confirmation of the observed difference in steam explosion energetics between eutectic and non-eutectic materials, and finally examine if the material effect holds for other materials (possibly MnO-TiO₂).

Publications

- [1] *C.T. Tran, P. Kudinov and T.N. Dinh*, «An approach to numerical simulation and analysis of molten corium coolability in a BWR lower head», *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 240, pp.2148–2159, 2010.
- [2] *C.T. Tran and P. Kudinov*, «A synergistic use of CFD, experiments and Effective Convection Model to reduce uncertainty in BWR severe accident analysis», *CFD4NRS-3 Workshop*, Bethesda, MD, USA, September 14–16, 2010.
- [3] *W. Villanueva, C.T. Tran and P. Kudinov*, «Coupled thermo-mechanical creep analysis for boiling water reactor pressure vessel lower head», *The 8th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8)*, Shanghai, China, October 10–14, 2010.
- [4] *P. Kudinov, A. Karbojian, W. M. Ma and T.N. Dinh*, «The DEFOR-S experimental study of debris formation with corium simulant materials», *Nuclear Technology*, Vol.170, pp.219–230, 2010.
- [5] *P. Kudinov, A. Karbojian, C.T. Tran, W. Villanueva*, «The DEFOR-A experiment on fraction of agglomerated debris as a function of water pool depth», *The 8th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8)*, Shanghai, China, October 10–14, 2010.
- [6] *P. Kudinov and M. Davydov*, «Development and validation of the approach to prediction of mass fraction of agglomerated debris», *The 8th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8)*, Shanghai, China, October 10–14, 2010.
- [7] *P. Kudinov and V. Kudinova*, «Cavity formation in particles obtained from a high temperature oxidic melt jet disintegration in water», *7th International Conference on Multiphase Flow (ICMF 2010)*, Tampa, FL USA, May 30–June 4, 2010.
- [8] *P. Kudinov, V. Kudinova, and T. N. Dinh*, «Molten oxidic particle fracture during quenching in water», *7th International Conference on Multiphase Flow (ICMF 2010)*, Tampa, FL USA, May 30–June 4, 2010.
- [9] *W.M. Ma, T.N. Dinh*, «The effects of debris bed's prototypical characteristics on corium coolability in a LWR severe accident», *Nuclear Engineering and Design*, Vol.240, pp.598–608, 2010.
- [10] *W.M. Ma, L.X. Li and A. Karbojian*, «An experimental study on coolability of volumetrically heated particulate beds of prototypical characteristics», *Proc. of the 8th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8)*, Shanghai, China, October 10–14, 2010.
- [11] *L.X. Li and W.M. Ma*, «An experimental study on two-phase flow regimes and frictional pressure drop in porous media packed with multidiameter spheres», *7th International Conference on Multiphase Flow (ICMF 2010)*, Tampa, FL USA, May 30–June 4, 2010.
- [12] *R.C. Hansson*, «An experimental study on the dynamics of a single droplet vapor explosion», Ph. D thesis of Royal Institute of Technology, Stockholm, November 2010.
- [13] «Proceedings of the 30th Review Meeting for Project «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» (MSWI-30)», KTH, Stockholm, Sweden, June 10, 2010, 105p.
- [14] «Proceedings of the 31st Review Meeting for Project «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» (MSWI-31)», KTH, Stockholm, Sweden, December 9, 2010, 90p.

Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung

Autor und Koautoren	S. Mayer, M. Boschung, G. Butterweck, J. Eikenberg, I. Heese, H. Hödlmoser, M. Jäggi, Ch. Schuler
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Sektion Messwesen
Adresse	CH-5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+41 (0)56 310 2338, Sabine.Mayer@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2010 bis 31. Dezember 2012

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen des Projekts «Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung» verschiedene Projekte bearbeitet, die Weiterentwicklungen auf dem Gebiet der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und Radioanalytik darstellen: Erstmalig wurden die Durchführung und die Fachbegleitung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung in das Arbeitsprogramm aufgenommen. Thema der Doktorarbeit ist die Entwicklung eines Modells zur atmosphärischen Ausbreitung von Radionukliden, welches Topografie und Gebäude des PSI berücksichtigen sowie turbulente Strömungen mit hoher Auflösung berechnen soll.

Experten der Sektion Messwesen wirkten aktiv in verschiedenen internationalen Arbeitsgruppen der Technischen Kommission 85 der Internationalen Standardorganisation ISO und EURADOS («European Radiation Dosimetry Group») mit. Dabei wurde sowohl an wesentlichen Revisionen der Normenwerke als auch an der Erstellung von internationalen Berichten gearbeitet.

In der Kalibrierstelle wurde eine neue Hochdruckionisationskammer, die zur Ortsdosisüberwachung am SwissFEL eingesetzt werden soll, auf grundlegende Eigenschaften, wie Energieabhängigkeit, Linearität, Winkelabhängigkeit und Neutronenempfindlichkeit, nach IEC-Norm getestet und die Ergebnisse dokumentiert.

In der Neutronendosimetrie wurden Untersuchungen an einem neuen Auswertesystem durchgeführt. Dabei wurden einerseits ein erster Vergleich mit dem bestehenden Auswertesystem gemacht und andererseits die Charakterisierung des Systems mit weiteren Tests ergänzt.

Die Radioanalytik nahm im Berichtsjahr wiederum an verschiedenen nationalen und internationalen Ringvergleichen teil (PROCORAD-Paris, BfS-Berlin, IAEA-Wien, IRA-Lausanne), wobei alle Messresultate innerhalb der Toleranzintervalle lagen. Neben der Messung von Photonenstrahlern mittlerer und höherer Gammaenergien wurden auch zwei Reinstgermanium-Planarspektrometer für niederenergetische Photonenstrahlung kalibriert und eine Nuklid-Bibliothek für Röntgenlinien von Aktiniden erstellt.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung wurden für 2010 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(10/1) Durchführung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung

(10/2) Fachbegleitung der Doktorarbeit

(10/3) Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen (Gamma- und Alpha-Spektrometrie, Tritium, Strontium, usw.)

(10/4) Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz

(10/7) Weiterentwicklung der n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren

(10/8) Prüfung von elektronischen Dosimetriesystemen im Feldeinsatz hinsichtlich Anforderungen der Dosimetrieverordnung für Photonen- und Betastrahlung

(10/9) Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik

(10/10) Bestimmung von C-14 in der Fortluft nuklearer Anlagen und des Protonenbeschleunigers am PSI: Literaturstudium mit möglicher praktischer Umsetzung im Rahmen der Erneuerung Emissionsüberwachungsanlagen

(10/11) Kalibrierung von Reinstgermanium-Detektoren für niederenergetische Photonenstrahlung unterhalb von 50 keV für verschiedene Messgeometrien. Aufbau einer Nuklid-Bibliothek für Röntgenlinien-Emissionen von Aktiniden

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

(10/1) Durchführung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung

Nach Bewilligung des Forschungsprojektes durch die PSI-Forschungskommission Ende 2009 konnte die Dok-

torarbeit Anfang dieses Jahres beginnen. Geplant ist die Entwicklung eines Modells zur atmosphärischen Ausbreitung von Radionukliden, welches Topografie und Gebäude des PSI berücksichtigen sowie turbulente Strömungen mit hoher Auflösung berechnen soll. Dies ist mit dem bislang verwendeten Gaussmodell ESS41 nicht möglich.

Am Beginn der Arbeit stand die Wahl einer geeigneten Simulationssoftware. Da mit meteorologischen Wettervorhersagemodellen eine Auflösung von wenigen Metern oder kleiner nicht erreicht werden kann – die Auflösung reicht üblicherweise von einigen Kilometern bis zu mehreren hundert Kilometern – und die Modelle komplexe Topografien nicht berücksichtigen, fiel die Wahl auf CFD(Computational Fluid Dynamics)-Methoden. Zwei Softwarepakete wurden für einen Vergleich ausgewählt: Die kommerzielle Software ANSYS CFX und das Open Source Paket OpenFOAM. Nach Durchführung verschiedener Tests wurde deutlich, dass für die Doktorarbeit uneingeschränkter Zugriff auf den Quellcode und freie Wahl aller Parameter notwendig sind. Da ANSYS CFX diese Möglichkeit nicht bietet, fiel die Wahl auf OpenFOAM.

Gängige CFD-Softwarepakete sind für die Anwendung in den Ingenieurwissenschaften geschrieben und meteorologische Prozesse müssen durch den Anwender implementiert werden. Aus diesem Grund machten die Betreuer den Vorschlag, zusätzlich das Modell EULAG zu testen und mit OpenFOAM zu vergleichen. EULAG kann geophysikalische Strömungen mit hoher Auflösung unter Berücksichtigung komplexer Geometrien berechnen, zudem sind thermodynamische Prozesse bereits standardmässig implementiert. Gegenwärtig werden Tests durchgeführt, um Anfang 2011 die Entscheidungsphase abzuschliessen.

Nach ETH-Richtlinien muss im ersten Jahr der Doktorarbeit ein Forschungsplan geschrieben werden. Dieser wurde im Dezember fertig gestellt und eingereicht. Weiterhin schreibt das Institut für Atmosphären- und Klimawissenschaften (IACETH) die Durchführung von zwei PhD-Interviews nach einem halben und nach dem ersten Jahr vor. Ein solches Interview besteht aus einem kurzen Vortrag mit anschliessender Diskussion der Ergebnisse und der geplanten Teilprojekte im Rahmen der Doktorarbeit. Das erste PhD-Interview Anfang Juli war erfolgreich.

Weiter erfolgte im Juni die Teilnahme an der Konferenz «HARMO» in Paris, in der aktuelle Entwicklungen im Bereich der Ausbreitungsmodellierung diskutiert wurden. Im September wurde ein EULAG-Workshop in Sopot be-

sucht, um die Möglichkeiten dieses Modells besser abschätzen zu können. Ein Mitarbeiter des DLR (Deutsches Zentrum für Luft- und Raumfahrt) erklärte sich bereit, die Einarbeitung in EULAG zu unterstützen. Daraufhin folgte im November ein einwöchiger Aufenthalt beim DLR in Oberpfaffenhofen, bei dem EULAG mit Unterstützung praktisch angewendet werden konnte.

(10/2) Fachbegleitung der Doktorarbeit

In 2010 wurde in der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit (ASI) des PSI eine Doktorarbeit zur Modellierung der Ausbreitung von luftgetragenen Radionukliden begonnen. Ausgehend von der Thematik liegt das wissenschaftliche Umfeld dieser Dissertation weitgehend ausserhalb der ASI. Eine praktische Organisation des Einbezugs von externer Fachkompetenz in die Betreuung der Doktorarbeit konnte mit Hilfe des Instituts für Atmosphären- und Klimawissenschaften der ETH (IACETH) zufriedenstellend gelöst werden.

Zum Vergleich mit den im Rahmen der Dissertation erstellten Modellrechnungen sind Messungen der Aktivitätskonzentration von durch das PSI kontinuierlich abgegebenen gasförmigen Positronenstrahlern geplant. Ein Konzept von autarken gammaspektrometrischen Messstationen wurde erstellt. Das Kernstück dieser Messstationen, ein 3x3-Zoll Natriumiodid(NaI/Tl)-Detektor, zeigte in Laborexperimenten ausreichende Empfindlichkeit, um die niedrigen Konzentrationen der betrachteten Radionuklide in der Umwelt nachzuweisen.

(10/3) Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen (Gamma- und Alpha-Spektrometrie, Tritium, Strontium, usw.)

Im Berichtsjahr wurde an verschiedenen Vergleichsmessungen teilgenommen. Dabei kamen alle nuklid-spezifischen Messmethoden (γ -Spektrometrie, α -Spektrometrie, α/β -LSC) zum Einsatz. Teilgenommen wurde an folgenden Vergleichsmessungen: *PROCO-*

RAD-Paris (Lab Ref. Code 28), Aktiniden in Stuhlasche und Urin 2010; *IAEA-Wien* (Lab. Ref. Code 42), Gammastrahler in Moosboden und Wasser 2009/2010; *BfS-Berlin* (Lab. Ref. Code 85), Gammastrahler und Sr-90 in Reaktor- und synthetischem Wasser; *IRA-Lausanne* (Lab. Ref. Code 6), Co-57 in Wasserproben. Bei allen Vergleichsmessungen lagen die Resultate der Radioanalytik innerhalb der Toleranzbereiche. Die Tabellen 1 und 2 zeigen die PSI-Messwerte im Vergleich zu den Referenzwerten für den BfS-Ringvergleich 2009/2010.

(10/4) Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz

In der EURADOS-Arbeitsgruppe WG 11 (High Energy Radiation Fields) wurde an der Erstellung eines Berichts über «High Energy Reference Fields» gearbeitet. Dieser soll im Jahr 2011 fertig gestellt werden.

(10/7) Weiterentwicklung der n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren

Im Berichtsjahr wurden die Untersuchungen mit dem neuartigen TASLImage-Auswertesystem weitergeführt. Dabei wurde einerseits ein erster Vergleich mit dem bestehenden Auswertesystem gemacht und andererseits die Charakterisierung des Systems mit weiteren Tests ergänzt.

Für den Vergleich mit dem bestehenden Auswertesystem wurden die Detektoren der am PSI im 1. Quartal 2010 routinemässig eingesetzten Neutronendosimeter zusätzlich mit dem neuen Auswertesystem TASLImage ausgewertet. Die erzielten Messergebnisse sind vergleichbar mit den Auswertergebnissen, welche mit dem Standardauswertesystem Autoscan-60 gemessen wurden. Die Ergebnisse sind in der TM-96-10-13 [1] zusammengestellt. Sie bilden eine gute Datengrundlage, um das neue Auswertesystem in Zukunft als Alternativsystem in der Routine einsetzen zu können.

⁶⁰ Co [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	⁸⁸ Y [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	¹³³ Ba [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	¹³⁷ Cs [Bq/l]	PSI / Lab.-M	PSI / Ref.
6.2 ± 0.4	1.03	1.02	9.3 ± 0.5	1.02	1.00	9.4 ± 0.6	1.02	1.01	6.3 ± 0.4	1.01	1.01

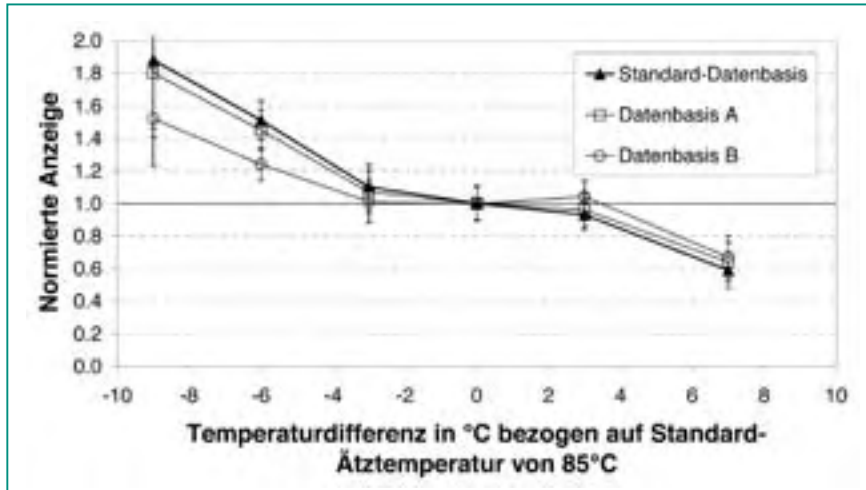
Tabelle 1: BfS-Ringvergleich 2009/2010: Probe A, Synthetisches Wasser: Vergleichbarkeit mit den Labor-Mittelwerten und PTB-Referenzwerten.

⁶⁰ Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	⁶⁵ Zn [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	⁹⁰ Sr [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	¹³⁴ Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	¹³⁷ Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.
3.0 ± 0.3	1.03	1.3 ± 0.2	1.12	< 0.3		0.7 ± 0.2	1.11	6.5 ± 0.4	1.04

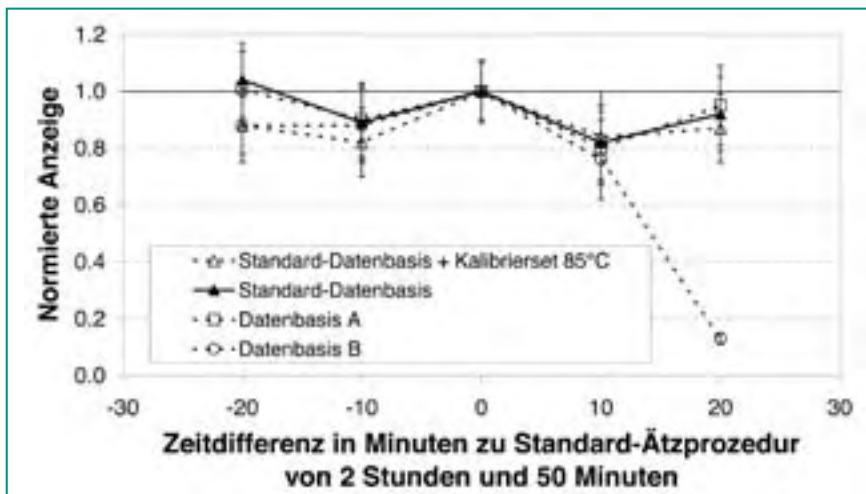
Tabelle 2: BfS-Ringvergleich 2009/2010: Probe B, Reaktorwasser: Vergleichbarkeit mit den Labor-Mittelwerten.

Als Ergänzung zur Charakterisierung des Systems wurden im Berichtsjahr Untersuchungen auf folgenden Gebieten realisiert: a) Überprüfung der Reproduzierbarkeit der Auswertung; b) Homogenität der CR-39-Produktionsserien; c) Winkelabhängigkeit der CR-39-Detektoren. Punkt a ist eine Wiederholung der bereits

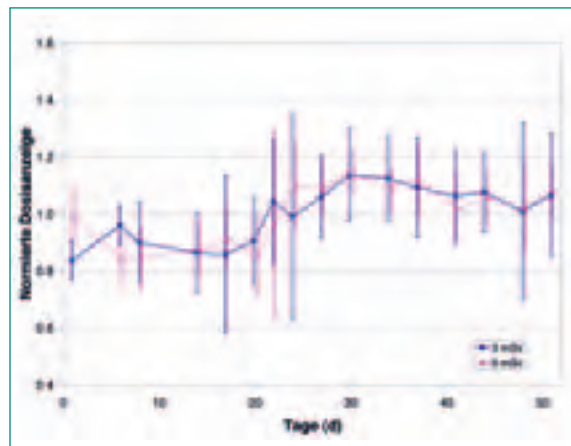
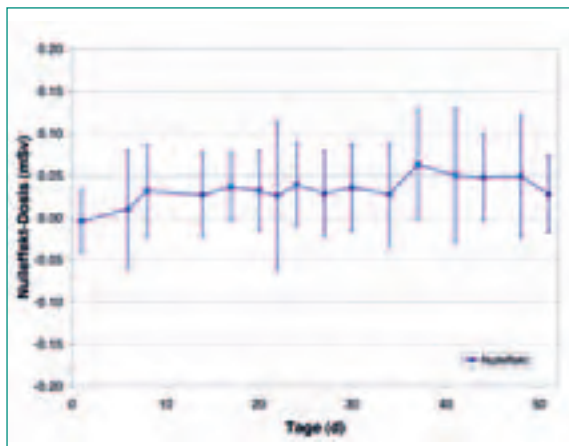
im letzten Berichtsjahr durchgeführten Messungen. Alle Untersuchungen wurden mit dem Material und der Ätzprozedur von TASL durchgeführt. Die Ergebnisse der Experimente aus dem letzten Berichtsjahr zum Einfluss von Ätzbedingungen und zur Reproduzierbarkeit wurden im Rahmen von europäischen



Figur 1: Normierte Dosisanzeige der TASLImage-Auswertung in Abhängigkeit von der Ätztemperatur.



Figur 2: Normierte Dosisanzeige der TASLImage-Auswertung in Abhängigkeit von der Ätzdauer.



Figur 3: Auswertergebnisse (normierter Mittelwert mit Standardabweichung) von je 6 unbestrahlten (links) und mit 3 mSv bzw. 6 mSv Am/Be bestrahlten (rechts) Detektoren in Funktion des Auswertzeitpunktes.

Tagungen (IM2010 und IRPA2010) präsentiert und zur Publikation eingereicht. Figuren 1 und 2 zeigen die normierte Dosisanzeige der TASLImage-Auswertung in Abhängigkeit von Ätzdauer und -temperatur bezogen auf die Standardätzprozedur bei 85 °C während 2 h 50 min. Alle bestrahlten Dosimeter wurden in einem Am/Be-Feld mit 3 mSv bestrahlt. Liegen die Ätztemperatur innerhalb von ± 2 °C und die Ätzdauer innerhalb von ± 10 min, so kann eine resultierende Unsicherheit auf den ermittelten Dosiswert von kleiner als 20 % erwartet werden. Die Ergebnisse der Reproduzierbarkeits-Untersuchungen sind in Figur 3 dargestellt. Die Auswertung der nicht bestrahlten Dosimeter ergibt über den untersuchten Zeitraum einen mittleren Dosiswert von 0.03 mSv, wobei die Ergebnisse über den Zeitraum stabil sind (Figur 3 links). Die mittleren Dosisanzeigen der Auswertungen von mit Am/Be bestrahlten Dosimetern (3 mSv und 6 mSv) liegen über den untersuchten Zeitraum innerhalb einer Schwankungsbreite von ± 20 %. Der gemessene Dosiswert steigt mit der Zeit leicht an. Zudem wurden ab und zu Ausreisser gemessen, was zu einer grösseren Standardabweichung führt (Figur 3 rechts). Auf Grund der Ergebnisse zu den Reproduzierbarkeits-Untersuchungen wurden diese im laufenden Berichtsjahr wiederholt und ausgedehnt. Die neuen Ergebnisse werden zusammengefasst und für Publikationen aufgearbeitet.

(10/8) Prüfung von elektronischen Dosimetriesystemen im Feldeinsatz hinsichtlich Anforderungen der Dosimetrieverordnung für Photonen- und Betastrahlung

Im Sinne einer Betrachtung von Dosimetriesystemen im weiteren Sinne wurde das Teilprojekt im Berichtsjahr auch auf elektronische Ortsdosimetriesysteme ausgeweitet.

Die Hochdruckionisationskammern IG5T A12N3 von Centronic [2] (siehe Figur 4), die von Berthold zusam-



Figur 4: Prüfung der vertikalen Richtungsabhängigkeit der Hochdruckionisationskammer IG5T mit der Röntgenanlage.

Getestete Eigenschaft	Anforderungen IEC 60532	Test	Resultat
Linearität	± 30 %	geprüft bis 2 Sv/h	Erfüllt Anforderungen im getesteten Bereich; Sättigung ab 1 Sv/h konträr zu Herstellerangaben (bis 70 Sv/h)
Statistische Fluktuationen	< 10 %	20 Werte für Co-60 und Cs-137	< 1 %
Energieabhängigkeit	80 keV bis 1.5 MeV: -25 % bis +40 %	getestet bis 1.4 MeV (kein Test bei 6.63 MeV)	+ 80 % bei 83 keV
Winkelabhängigkeit (Drehung in vertikaler Ebene)	non-symmetric axis ± 20 % for 0° to ± 60 ° with Cs-137, ± 30 % for 0° to ± 60 ° with 60 keV «where applicable»	für alle Winkel	Anforderungen bei -60° nicht erfüllt, mit Cs-137 und für noch kleinere Winkel bei 60 keV; starkes Unteransprechen bei Bestrahlung von unten
Winkelabhängigkeit (um Symmetrieachse)	± 20 %	für alle Winkel	keine Abhängigkeit
Neutronenempfindlichkeit	keine Limite, aber Test muss dokumentiert werden	Bestrahlt mit AmBe	44 uSv/h bei 500 uSv/h Neutronendosisleistung; Photonenanteil AmBe noch zu bestimmen
Ansprechzeit	60 s / 60 s-10 s / 10 s in den Bereichen <6 10 ⁻⁵ / 6 10 ⁻⁵ -10 ⁻³ / >10 ⁻³ Sv/h	Umschalten zwischen Hintergrund und verschiedenen Dosisleistungen	< 3 s

Tabelle 3: Zusammenfassung Testergebnisse IG5T nach IEC 60532.

men mit einem Cooknell I/F-Konverter als Raumüberwachungssystem LB6720-H10 [3] vertrieben werden, sind Kandidaten für die Ortsdosisüberwachung am SwissFEL. Die Kalibrierstelle hat 2010 eine dieser Kammern nach der IEC-Norm 60532 [4] auf ihre Eignung zur Verwendung in statischen Feldern getestet. Obwohl nicht alle in der Norm vorgeschlagenen Tests in der Kalibrierstelle durchgeführt werden konnten, wurden die wichtigsten Eigenschaften wie Energieabhängigkeit, Linearität, Winkelabhängigkeit, Neutronenempfindlichkeit, etc. getestet und dokumentiert. Die Kammer funktioniert generell sehr gut in statischen Feldern, es wurden jedoch auch einige Probleme identifiziert. So zeigt die Kammer beispielsweise eine Abweichung von der Linearität bei sehr hohen Dosisleistungen, die nicht mit den Angaben des Herstellers übereinstimmt. Weiter wurden Abweichungen von den Normvorgaben bei bestimmten Einstrahlwinkeln gefunden und ein Überansprechen bei sehr geringen Photonenenergien festgestellt. Weitere Tests, wie etwa die Eignung zum Betrieb in gepulster Strahlung sowie in Magnet- und Hochfrequenzfeldern, sind noch in Planung, bzw. müssen z.B. über die mittlere durchgeführte Bauartprüfung der PTB abgeklärt werden. Die Ergebnisse der Untersuchungen werden in einer TM zusammengefasst und sind auch in Tabelle 3 aufgelistet.

(10/9) Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik

Die endgültige Version der ISO-Norm 2889 «Sampling airborne radioactive materials from the stacks and ducts of nuclear facilities» wurde in der zweiten Ausgabe vom 15.3.2010 veröffentlicht. Hierdurch konnte sich die Arbeitsgruppe WG14 von ISO TC85/SC2 neuen Aufgaben zuwenden.

Als «Preliminary work item» (PWI) wurde die Raumluftüberwachung am Arbeitsplatz in die Agenda der Arbeitsgruppe aufgenommen. Der Entwurf der Neufassung von ANSI N13.56 bildet hier die Grundlage einer neu zu erstellenden ISO-Norm. Während der Gruppensitzungen wurde der ANSI-Normentwurf einer ersten Prüfung unterzogen, und allfällige Änderungen wurden abgesprochen. Ziel der Arbeit ist, im nächstjährigen TC85/SC2-Treffen ein «New work item proposal» (NWIP) zu präsentieren. Als Vorbereitung zum NWIP wurden zur Unsicherheitsabschätzung von Messresultaten drei mathematische Modelle für die direkte Messung einer Aktivitätskonzentration und für die Messung einer Sammelprobe während und nach dem Sammeln erstellt. Diese Modelle sowie die erwarteten Unsicherheiten der darin verwendeten Messgrößen wurden von Fachkollegen

am PSI geprüft und an R. Michel, Arbeitsgruppe WG17, weitergegeben. Anhand dieser Modelle wird beispielhaft die Unsicherheitsbestimmung gemäss ISO 11929 demonstriert. Es ist geplant, das Ergebnis dieser Zusammenarbeit in einem Anhang zur Unterstützung der Anwender der geplanten Norm detailliert darzustellen.

Als zweites PWI wurde die Überwachung der Fortluft von Beschleunigeranlagen zur Produktion von Radionukliden für die Positronen-Emissions-Tomografie (PET) aufgenommen. Nach Sicht der Arbeitsgruppe ist hier ISO 2889 anwendbar. Es braucht daher keine neue ISO-Norm, sondern eine Erläuterung der Anwendung von ISO 2889 für diesen Spezialfall in Form einer «Technical specification» (TS). Zunächst werden die Hersteller solcher Beschleunigeranlagen angefragt, ob aus ihrer Sicht Regelungsbedarf besteht. Die Rückmeldung durch die Hersteller wird ebenfalls während des nächstjährigen Treffens ausgewertet.

An der Sitzung des ISO TC85/SC2 vom 31. Mai bis 1. Juni 10 in Jeju, Süd-Korea, wurde der Inhalt des bestehenden Entwurfs zur Revision der Norm 7503 Teil 1 «Evaluation of surface contamination: Part 1: beta-emitters (maximum beta energy greater than 0,15 MeV) and alpha-emitters» innerhalb der Arbeitsgruppe WG17 nochmals eingehend diskutiert. Es wurde festgehalten, dass die revidierte Norm sich grundlegend mit der Nuklididentifikation und der Messung der identifizierten Radionuklide befassen muss, sich aber auch an mit dem raschen Sichten von Kontaminationen (Screening) beauftragte Personen sowie an Spezialisten wenden müssen, die Kontaminationen möglichst genau beurteilen müssen. Die Revision der Norm durch die Arbeitsgruppe WG17 «Measurement of Radioactivity» des ISO TC85/SC2 verläuft plangemäss; mit einer ersten «Committee Draft(CD)»-Version ist Mitte 2011 zu rechnen.

(10/10) Bestimmung von C-14 in der Fortluft nuklearer Anlagen und des Protonenbeschleunigers am PSI: Literaturstudium mit möglicher praktischer Umsetzung im Rahmen der Erneuerung Emissionsüberwachungsanlagen

Nach erfolgreichen Vorversuchen im Labor wurden in den Kalenderwochen 24 und 25 die Tritium-Auswaschflaschen der Hauptemissionsstellen des PSI (d.h. Hochkamin Ost, Zentrale Fortluftanlage West, Bundeszwischenlager Ost und Abfalllabor Ost) mit einer kombinierten Säure-Base-Mischung zur simultanen Auswaschung von HTO und $^{14}\text{CO}_2$ versehen. In den ersten beiden Waschflaschen befand sich eine 0.1 M/Liter HCl-Lösung, während die beiden hinteren Fla-

schen mit einer 0.1 M/Liter NaOH-Lösung aufgefüllt wurden. Chemisch finden dann folgende Prozesse statt: 1. Beim Durchgang der Dampfphase durch das wässrige Medium untergeht HTO einen sofortigen Austausch mit H₂O der wässrigen Phase, während das CO₂ die ersten beiden Flaschen ohne Wechselwirkung im gasförmigen Aggregatzustand durchläuft. 2. Beim Durchgang durch das stark alkalische Medium hydrolysiert das CO₂-Molekül über zwei Dissoziationsstufen in das Karbonat-Ion (CO₃²⁻), welches komplett in der wässrigen Phase verbleibt. Durch Setzung von zwei Messfenstern konnte man auch bei der Auswertung der Messergebnisse klar die β-Spektren von ¹⁴C und von ³H trennen. Die Auswertung ergab eine ³H-Auswaschung von ca. 98 % in den ersten beiden Flaschen, wohingegen bei den Messpräparaten aus den letzten beiden Flaschen praktisch nur Blank-Werte gemessen wurden. Unter der realistischen Annahme eines ¹⁴CO₂-Transfers von ca. 90 % in die alkalische Phase (Ergebnisse der Labor-Vorversuche), einem Luftdurchsatz von jeweils ca. 1 Liter/Minute und einer totalen Durchströmungszeit von jeweils 1 Woche ergeben sich unter Verwendung der Blankzählraten von einigen counts per minute (cpm) für die ¹⁴C-Aktivitätskonzentrationen Nachweisgrenzen von jeweils < 0.5 Bq/m³. Damit kann im Gegensatz zu ³H klar festgestellt werden, dass im Routinebetrieb des PSI die Emission von ¹⁴C in der Fortluft nicht relevant ist.

(10/11) Kalibrierung von Reinstgermanium-Detektoren für niederenergetische Photonenstrahlung unterhalb von 50 keV für verschiedene Messgeometrien. Aufbau einer Nuklid-Bibliothek für Röntgenlinien-Emissionen von Aktiniden

Die Messungen von verschiedenen Aktinidenlösungen auf dem n-Typ-Gammaspektrometer für weiche Photonenstrahlung (10-200 keV) wurden abgeschlossen, ebenfalls wurden für verschiedene Messgeometrien Effizienzkurven über diesen Energiebereich erstellt (Polynom-Fitting). Verwendet wurde eine PTB-Kalibrierlösung mit Gamma- und Röntgenstrahlern, deren Photonenemissionsenergien im zu kalibrierenden Energieintervall 10-200 keV lagen. Eine Nuklidbibliothek für niederenergetische Photonenstrahlung von Aktiniden wurde ebenfalls erstellt.

Nationale Zusammenarbeit

Ein reger wissenschaftlicher Austausch findet mit dem Institut de Radiophysique (IRA) statt, der einmal jährlich

mit dem PSI-IRA-Kolloquium abgerundet wird, in dem eine Reihe der wissenschaftlichen Projekte vorgestellt wird. Das diesjährige Kolloquium wurde am IRA in Lausanne veranstaltet.

Internationale Zusammenarbeit

Die Sektion Messwesen ist in mehreren Arbeitsgruppen von EURADOS («European Radiation Dosimetry Group») vertreten, die die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Dosimetrie ionisierender Strahlung im europäischen Raum fördert. Anfang des Jahres veranstaltet EURADOS immer die Jahresversammlung, diesmal in Rom, bei der alle Arbeitsgruppen zusammen kommen. Während des Jahres tagen die einzelnen Arbeitsgruppen an unterschiedlichen Orten.

Bewertung 2010 und Ausblick 2011

Die Projektziele 2010 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung aus der Sicht des PSI erreicht. Für das Jahr 2011 sind die Weiterführung der Doktorarbeit und deren Fachbegleitung, teils Weiterführungen von bereits bestehenden Projekten und teils neue geplant, die gemeinsam mit dem ENSI definiert werden.

Publikationen

- *J. Eikenberg und C. Wilhelm*, «Methodenübersicht zur Radionuklidanalytik beim Anlagenrückbau». Strahlenschutzpraxis 1/2010, 29–39, ISSN 0947-434 X, 2010.
- *J. Eikenberg, M. Jaeggi and M. Ruethi*, «Radionuklid-Emissionsmessungen der Fortluft am Paul Scherrer Institut». In: Natürliche und künstliche Radionuklide in der Umwelt. (A. Neu, A. Bayer, T. Steinkopff, Eds.) Publikationsreihe Fortschr. Strahlensch., FS-2010-153-T, 26-32, 2010.
- *A. Fiechtner, S. Mayer and M. Boschung*, «Practical consequences for the use of a personal dosimeter for fast neutrons at high-energy accelerators based on CR-39 exposed up to one year», Radiation Measurements, Volume 45, pp.1557-1559, 2010.
- *A. Fiechtner-Scharrer, S. Mayer, M. Boschung and A. Whitelaw*, «Influence of variation of etching conditions on the sensitivity of CR-39 detectors with a new evaluation method», presented at: European Confe-

rence on Individual Monitoring of Ionizing Radiation (IM2010), March 8-12, 2010, Athens, Greece. Submitted to Radiat. Prot. Dosim., 2010.

- S. Mayer, M. Boschung, A. Fiechtner-Scharrer, «Reproducibility assessment for a new neutron dose evaluation system», in: Proc. 3rd European IRPA Congress, IRPA-2010europa, Helsinki, Finland, 14–18 June 2010, Topic: Dosimetry, P04-1, 2010.
- Ch. Schuler, G. Butterweck und H. Hödlmoser, «Kalibrierung von Oberflächen-Kontaminationsmonitoren», Strahlenschutzpraxis 2/2010, 54-58, ISSN 0947-434 X, 2010.

Referenzen

- [1] M. Boschung und A. Scharrer, «Ergebnisse der CR-39-Auswertung mit dem Detektormaterial von TASL im 1. Quartal 2010 am PSI», TM-96-10-13, Mai 2010.
- [2] <http://www.centronic.co.uk/downloads/IG5T.pdf>.
- [3] Berthold Technologies, «Data Sheet Gamma Probe LB 6720/6721-H10», 2008.
- [4] International Electrotechnical Commission (IEC), «Radiation protection instrumentation – Installed dose ratemeters, warning assemblies and monitors – X and gamma radiation of energy between 50 keV and 7 MeV», International Standard IEC 60532, 2010.

Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung

Autor und Koautoren	S. Mayer, M. Boschung, G. Butterweck, J. Eikenberg, I. Heese, H. Hödlmoser, M. Jäggi, Ch. Schuler
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Sektion Messwesen
Adresse	CH-5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+41 (0)56 310 2338, Sabine.Mayer@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2010 bis 31. Dezember 2012

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen des Projekts «Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung» folgende Projekte bearbeitet, die Weiterentwicklungen auf dem Gebiet der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und Radioanalytik umfassen:

Neben der Teilnahme an der jährlichen Aeroradiometrieübung konnte die ausführliche Berichterstattung der Aeroradiometrieübung von 2009 abgeschlossen werden.

Mehrere Expertisen wurden gemäss den Anforderungen von Richtlinien an Freimessanlagen für Kernkraftwerke durchgeführt. Im Weiteren machten Zonenumbauten in KKM und ZWILAG die Neuananschaffung von nicht gasgespülten Ausgangs-Personenmonitoren notwendig, die gemäss Richtlinie von der Kalibrierstelle kalibriert wurden.

Eine Messkampagne im Kernkraftwerk Gösgen hatte das Ziel, das Neutronenstrahlenfeld mit verschiedenen Neutronenmessgeräten und -dosimetern zu charakterisieren.

Neu wurden in der Kalibrierstelle die Monte-Carlo-Methoden MCNPX und Geant4 eingeführt, mit denen Messungen aus dem Vorjahr simuliert wurden, um ein besseres Verständnis der physikalischen Ge-

gebenheiten bei den verschiedenen Kalibrierbedingungen zu erlangen.

Für die Entwicklung einer radiochemischen Schnellmethode für die simultane Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Abwasserproben wurden parallel zu den Routineproben aus dem Hotlabor Aliquots erhoben, die mit einem sehr selektiven Austauscherharz versetzt und mit einer speziellen Szintillationsflüssigkeit analysiert wurden. Auf Grund der langsamen Auflöseseinetik in der Szintillationsflüssigkeit soll die Methode im nächsten Jahr noch in weiteren Testserien optimiert werden.

Für das Teilprojekt «Erweiterung der Mikrowellen- und Fusionsaufschlussmethoden für schwer aufschliessbare Materialien (Beton aus Protonenstrahlabschirmungen, Silikate aus Umweltproben)» wurden 10 Schlammproben aus dem Hotlabor für die Bestimmung des Nuklidinventars analysiert.

Auf dem Gebiet der Inkorporationsmessung arbeitete die Sektion Messwesen gemeinsam mit dem IRA an einem Studienprojekt zur Charakterisierung des PSI-Ganzkörperzählers mit Messung und Simulation. Der erste Teil des Projekts, die Charakterisierung des Detektors mit Radiografie, wurde bei einer internationalen Konferenz präsentiert.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung wurden für 2010 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(10/1) Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung

(10/2) Durchführung von ENSI-G13-konformen Überprüfungen von Strahlenschutzmessgeräten in KKW

(10/3) Ad-hoc-Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

(10/4) Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW (Beispiel: Hochdosisleistungsmessung an Steuerstäben in Wasser)

(10/5) Entwicklung einer radiochemischen Schnellmethode für die simultane Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Abwasserproben

(10/6) Erweiterung der Mikrowellen- und Fusionsaufschluss-Methoden für schwer aufschliessbare Materialien (Beton aus Protonenstrahlabschirmungen, Silikate aus Umweltproben)

(10/7) Validierung von Monte-Carlo-simulierten Kalibrierungen des PSI-Ganzkörperzählers

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

(10/1) Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung

Die Ergebnisse des Schweizer Messteams während der gemeinsamen Übung mit den deutschen und französischen Kollegen 2009 im Raum München wurden als PSI-Bericht [1] veröffentlicht.

Die im Zeitraum zwischen 5.–9.7.2010 durchgeführte Aeroradiometrie-Messübung 2010 enthielt im Routine-Messgebiet KKB-KKL-PSI-ZWILAG ein auf Wunsch der deutschen Behörden durch ein Gebiet auf deutscher Seite ergänztes Messprogramm (Fig. 1).

Hinzu kamen auf Wunsch des Bundesamtes für Gesundheit Messpunkte in Cadenazzo/Posieux und Güttingen (Fig. 2). Abschliessend wurden durch Messflüge entlang dreier Profile bisher nicht durch aeroradiometrische

Messungen abgedeckte Gebiete der Schweiz erschlossen (Fig. 2).

(10/2) Durchführung von ENSI-G13-konformen Überprüfungen von Strahlenschutzmessgeräten in KKW

Die ENSI-Richtlinien G13 und B04 stellen Anforderungen an Freimessanlagen: Eine Anlage muss kalibriert sein (G13), es muss eine wiederkehrende Prüfung der Anlage eingerichtet sein (G13) und die Anlage muss von fachkundigen Personen kalibriert und bedient werden (B04). Gemäss Richtlinie B04 hat «der Bewilligungsinhaber das Verfahren mit Freimessschranken vor der Anwendung von einem Experten beurteilen zu lassen. Das ENSI erteilt auf Basis dieser Beurteilung die Freigabe». Mit den Expertisen wurde die Kalibrierstelle beauftragt. Eine Freigabe konnte durch das ENSI auf Grund positiver Beurteilung der eingereichten QM-Unterlagen 2010 für die Freimessanlagen des KKG, des KKL und der ZWILAG erteilt werden.

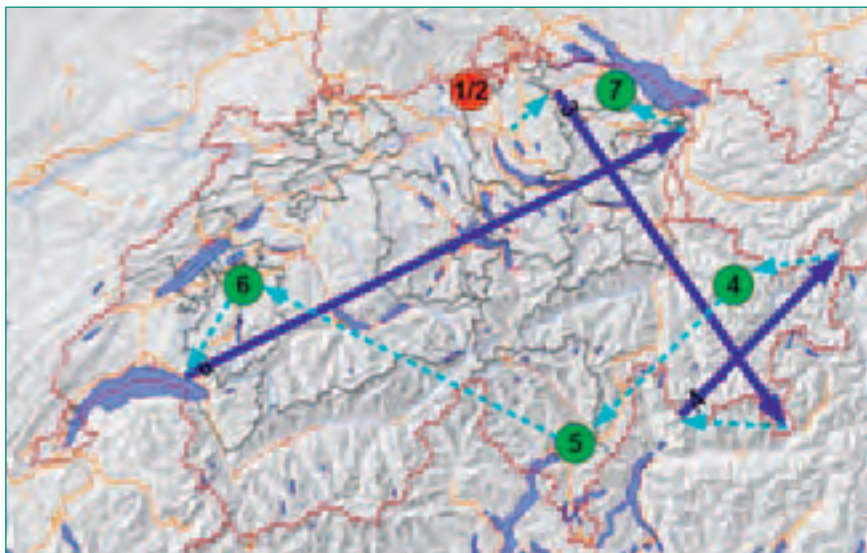
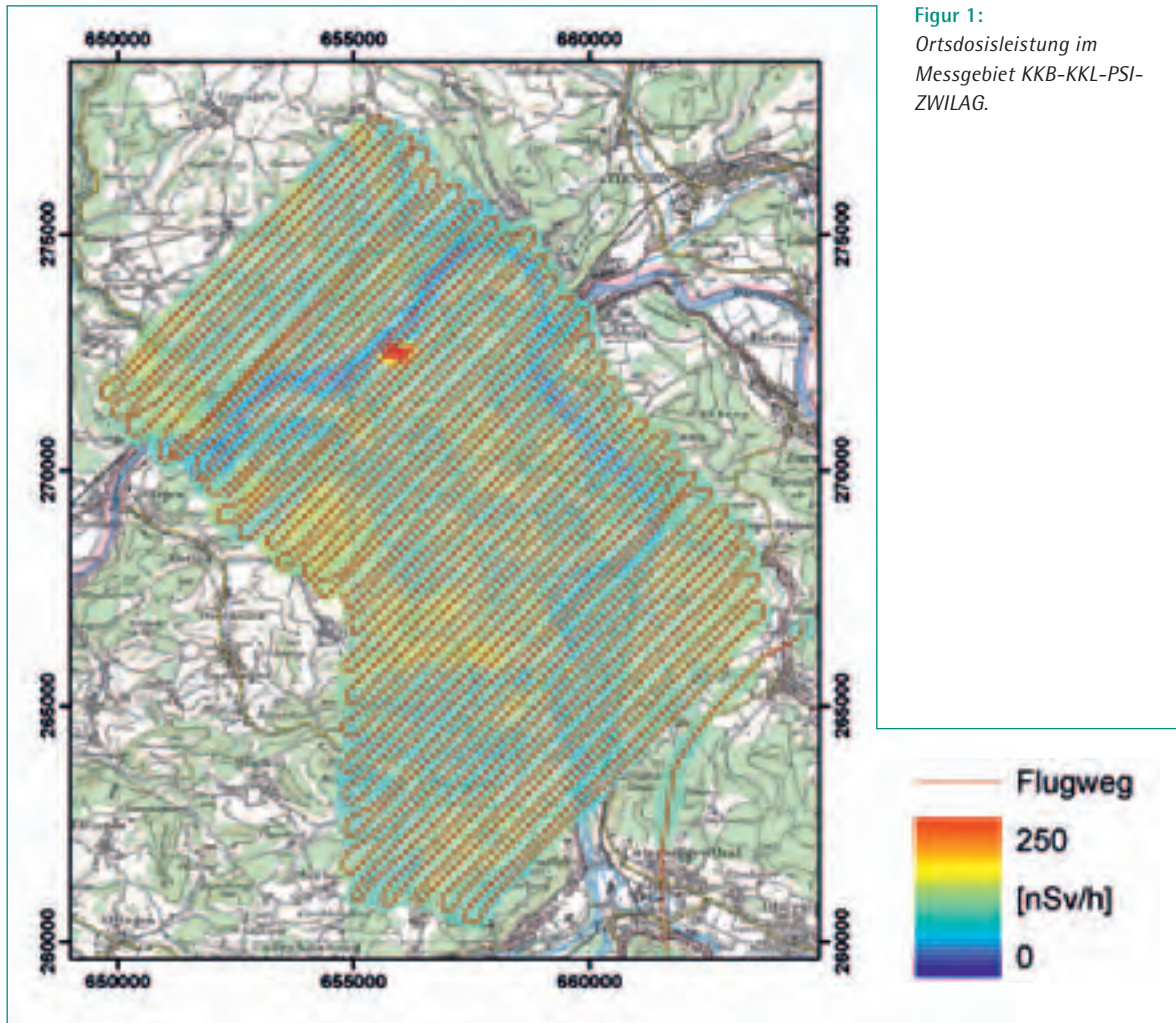
Zonenumbauten in KKM und ZWILAG machten die Neuanschaffung von nicht gasgespülten Ausgangspersonenmonitoren notwendig. Sieben Geräte im KKM und vier Geräte in der ZWILAG wurden von der Kalibrierstelle G13-konform kalibriert und es wurde jeweils eine Konstanzprüfung eingerichtet.

(10/3) Ad-hoc-Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter: Messkampagne im Kernkraftwerk Gösgen

Im Kernkraftwerk Gösgen wurde eine Messkampagne rund um einen Brennstoffbehälter durchgeführt, der neben normalen, abgebrannten Brennstoffelementen auch MOX-Elemente enthielt. Ziel der Messkampagne war es, an mehreren Messpunkten die Neutronendosis und an einem Messpunkt das Neutronenspektrum zu bestimmen. Es wurden sowohl aktive als auch passive Neutronendetektoren eingesetzt. Der Vergleich der verschiedenen Antwortfunktionen der unterschiedlichen Messgeräte sollte zum besseren Verständnis der Problematik von Neutronenmessungen beitragen und später dem operativen Strahlenschutz im KKG dienen. Die Messergebnisse zur Messkampagne wurden ausführlich in der TM-96-10-18 [2] dokumentiert. Im Weiteren wurden die Ergebnisse dem Strahlenschutzpersonal des KKG in Form einer Präsentation vorgestellt.

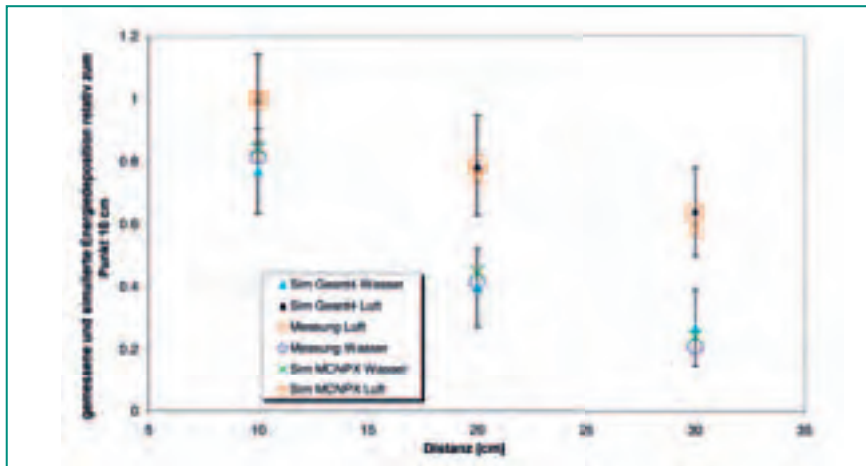
(10/4) Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW (Beispiel: Hochdosisleistungsmessung an Steuerstäben in Wasser)

Im Jahr 2009 wurden im Kalibrierlabor des PSI zwei



«Farmer»-Hochdosisleistungssonden des KKW Leibstadt kalibriert, die zur Messung der Dosisleistung in der Umgebung von abgebrannten Brennstäben in einem wassergefüllten Lagerbecken vorgesehen sind. Da-

bei werden die Sonden im Inneren eines Metall- oder Plastikrohrs in das Lagerbecken abgesenkt. Die Kalibriermessungen wurden in einem Plastikfass sowohl an Luft als auch im Wasser durchgeführt, um den Einfluss der



Figur 3: Gemessene und simulierte Energiedeposition in der Dosisleistungs-sonde relativ zum Kalibrierpunkt 10 cm. Die Unsicherheitsbalken beziehen sich auf die Geant4-Simulation.

Wasserumgebung auf den Kalibrierfaktor zu ermitteln. Da die Wasserumgebung das auf die Sonden einfallende Photonenpektrum im Vergleich zu einer Verwendung an Luft stark verändert, ist die Möglichkeit einer Veränderung des Kalibrierfaktors gegeben. Die Ergebnisse der Messungen, die in der TM-96-09-09 [3] zusammengefasst wurden, zeigten jedoch, dass die Wasserumgebung den Kalibrierfaktor nicht signifikant verändert. Zum besseren Verständnis der physikalischen Gegebenheiten bei den verschiedenen Kalibrierbedingungen wurden 2010 Monte-Carlo-Simulationen mit Geant4 und MCNPX durchgeführt (Fig. 3). Die Simulationen zeigten, dass in der Wasserumgebung der Anteil von niederenergetischen Photonen im Spektrum durch Compton-Streuung im Wasser stark erhöht ist. Dies beeinflusst den Kalibrierfaktor allerdings nur sehr wenig, weil erstens die simulierte Energieabhängigkeit der untersuchten Sonden sehr gering ist und zweitens die Farmer-Sonden in Bezug auf Materialzusammensetzung und Aufbau dem zur Kalibrierung verwendeten Referenzinstrument sehr ähnlich sind und daher eine fast identische Energieabhängigkeit aufweisen. Die MCNPX-Simulation ergab für das Verhältnis der Kalibrierfaktoren in Luft und in Wasser einen Wert von 0.998 ± 0.005 , was im Rahmen der Unsicherheit mit den Kalibriermessungen übereinstimmt. Die Ergebnisse der Simulationen wurden in der TM-96-10-17 [4] beschrieben. Die Mess- und Simulationsergebnisse für die verschiedenen Kalibrierpunkte sind in der Figur 3 aufgetragen.

(10/5) Entwicklung einer radiochemischen Schnellmethode für die simultane Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Abwasserproben

Zur Bestimmung der Aktivität von α -Strahlern im Abwasser des Hotlabors werden im Routineverfahren 20 ml

Abwasser in einem Stahlschälchen eingedampft und anschließend α -spektrometrisch vermessen. Dabei können – je nach Abwassertyp – unterschiedliche Schichtdicken der Messpräparate entstehen, die sich auf die Zähleffizienz des Spektrometers niederschlagen können. Daher wurden parallel zu den Routineproben Aliquots erhoben, die mit dem sehr selektiven Austauschharz *Actinide Resin*TM versetzt wurden. Nach erfolgter Adsorption der Aktiniden auf dem Harz wurden die Wasserprobe abfiltriert und der Rückstand mit dem Filter in ein Szintillationsvial transferiert und in der Szintillationsflüssigkeit *Ultima Gold*TM aufgelöst. Ziel war es, quantitative Adsorptionen zu erzielen und über die Gesamtalphaaktivität und den Ergebnissen der eingedampften Proben (mittels hochauflösender α -Spektrometrie) nuklidspezifisch die Aktivitätskonzentration präzise zu bestimmen. Als problematisch erwies sich die langsame Auflösekinetik in der Szintillationsflüssigkeit. In einer folgenden Testserie wird nun das Trennharz mit Isopropanol vom Polymersubstrat auf dem Filter eluiert und erst dann mit der Szintillationsflüssigkeit vermischt.

(10/6) Erweiterung der Mikrowellen- und Fusionsaufschlussmethoden für schwer aufschliessbare Materialien (Beton aus Protonenstrahlabschirmungen, Silikate aus Umweltproben)

Im Februar 2010 wurden aus 10 Schlammfässern des Hotlabors je 1L-Schlammproben für die Bestimmung des Nuklidinventars erhoben. Ein Aliquot von jeder Probe wurde bei 105 °C getrocknet und danach die γ -Aktivitäten bestimmt. Von diesem getrockneten Schlamm wurde wiederum ein Aliquot im Muffelofen bei 500 °C bis zur Gewichtskonstanz gegläht. Danach folgte bei allen 10 Proben ein Teilaufschluss mit der Mikrowelle. Für die Durchführung der Aufschlüsse wurden interne Arbeitsvorschriften angewendet, die für die Auf-

Proben	Einwaage	Mikrowellenaufschluss 1 (MW1)				Mikrowellenaufschluss 2 (MW2)
		HNO ₃ konz.	HCl konz.	H ₂ O ₂ konz.	HF konz.	H ₃ BO ₃ 5 %
HI-1, HI-2, HI-3	1 g	36 ml	12 ml	12 ml	0.6 ml	
HI-4, HI-6, HI-7, HI-8, HI-9	1 g	36 ml	12 ml	12 ml	1.2 ml	
HI-5, HI-10	0.6 g	30 ml	–	6 ml	12 ml	60 ml

Tabelle 1: Mikrowellenaufschluss der Schlammproben HI-1 – HI-10.

bereitung der Schlammproben aus dem Rückhaltebecken entwickelt wurden. Angaben zu den verwendeten Reagenzien sind in Tabelle 1 dargestellt. Die Rückstände betragen weniger als 5 % der Einwaage. Ausser bei HI-5 und HI-10 konnte in den Rückständen keine ²⁴¹Am-Aktivität mehr nachgewiesen werden (Rückstände: HI-5 = 1 % ²⁴¹Am, HI-10 = 0.1 % ²⁴¹Am).

Bei den Analysen wurden hohe chemische Ausbeuten erreicht, welche für die Aktiniden (²³⁸Pu, ^{239,240}Pu, ²⁴¹Am, ²⁴⁴Cm, ²³⁰Th, ²³²Th, ²³⁴U, ²³⁵U, ²³⁸U) > 80 %, für ⁹⁰Sr > 85 % und für ⁶³Ni und ⁵⁵Fe > 80 % lagen. Dies zeigt, dass die erarbeiteten Vorschriften auch für andere Schlämme angewendet werden können.

Mit diesen Versuchen konnte bereits ein Teil des geforderten Nuklidinventars der Schlammfässer bestimmt werden.

Parallel dazu lief ein Versuch, inaktive Betonproben mit der Mikrowelle aufzuschliessen. Total 0.6 g inaktiver Beton wurde mit 30 ml HNO₃ konz., 6 ml H₂O₂ konz. und 12 ml HF konz. aufgeschlossen (MW1). In einem zweiten Aufschluss wurden 60 ml H₃BO₃ 5 % zugegeben, um HF zu komplexieren (MW2). Der resultierende Rückstand betrug weniger als 0.1 % der 0.6 g Beton-

Einwaage. Um die Methode mit einem Tracer zu validieren, wurde ¹⁵²Eu verwendet. Die Aktivität von ¹⁵²Eu, welches ein chemisch affines Verhalten aufweist wie ²⁴¹Am, kann mit γ -Spektrometrie bestimmt werden. Wenn bei 0.1 g inaktivem Beton nur MW1 durchgeführt wird, findet man 90 % der zugegebenen Tracermenge im Rückstand und keine Aktivität in der Lösung. Leider konnte hier der Rückstand nicht komplett gesammelt werden, was eine Erklärung für einen Verlust von 10 % sein kann. Wenn MW1 und MW2 durchgeführt werden, findet man 100 % des Tracers in der Lösung und keine ¹⁵²Eu-Aktivität im Rückstand. In Zukunft soll diese Methode in Zusammenarbeit mit der Abteilung Radiochemie auch an aktiven Betonproben angewendet werden. Anschliessend erfolgt die Trennung und Messung der α -emittierenden Nuklide.

(10/7) Validierung von Monte-Carlo-simulierten Kalibrierungen des PSI-Ganzkörperzählers

Bei diesem in Zusammenarbeit mit dem IRA geführten Studien-Projekt geht es darum, die Effizienz des Ganzkörperzählers des PSI mit Monte-Carlo(MC)-Simulationen zu berechnen. Das IRA erstellt und realisiert das

Phantom	Simulation	Gewicht [kg]	Grösse [cm]
P2	Kind 6 Jahre: 24 kg	20.9	121.0
P3	Jugendlicher 14 Jahre: 50 kg	42.9	160.0
P4	Erwachsener: 70 kg	61.5	170.5
P5	Erwachsener: 90 kg	77.8	170.5
P6	Erwachsener: 110 kg	95.2	170.5

Tabelle 2: Charakteristika der fünf verwendeten Phantomgeometrien.

Geometrie/Nuklide	K-40	Co-60	Cs-137	Ba-133	Eu-152
P2	62	13	15	3.5	90
P3	90	3	3	15	29
P4	62	4	1.6	1.5	15
P5	20	2.5	1	4.5	4.5
P6	14	1.5	0.5	3	3

Tabelle 3: Matrix zum Messumfang mit den verwendeten Phantomgeometrien P2 bis P6, Radionukliden und Messzeiten in Stunden.



Figur 4: Messung im Ganzkörperzähler mit dem IGOR-Blockphantom, Geometrie P4.

virtuelle Modell des Messsystems. Das simulierte Detektormodell wurde durch Vergleich mit Ergebnissen der Messungen im Ganzkörperzähler mit einfachen Geometrien verifiziert. In der abgelaufenen Berichtsperiode wurden nun umfangreiche Messserien im Ganzkörperzähler mit komplexeren Geometrien durchgeführt. Zum Einsatz kam das Block-Phantom vom «Research Institute of Sea Transport Hygiene», Ministry of Health, Petersburg, Russia (Fig. 4). Gemessen wurde mit fünf unterschiedlichen Geometrien (Tabelle 2) und verschiedenen Nukliden. Die Messdauer wurde so gewählt, dass die zählstatistischen Messunsicherheiten der wichtigen Photonenemissionslinien maximal 5 % betragen. Der gesamte Messumfang ist in Tabelle 3 zusammengefasst. Bei allen Messungen wurden die Spektren mit dem Interwinner-Programm ausgewertet und die Nettozählraten der Hauptlinien der verwendeten Radionuklide berechnet. In einem nächsten Schritt wird nun die IRA die Simulationen für die durchgeführten Messungen konfigurieren und starten.

Nationale Zusammenarbeit

Auf nationaler Ebene fand eine intensive Kollaboration in mehreren Teilprojekten mit dem Institut de Radiophysique (IRA) statt.

Bewertung 2010 und Ausblick 2011

Die Projektziele 2010 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der praktischen Strah-

lenschutzforschung aus der Sicht des PSI erreicht. Für das Jahr 2011 sind teils Weiterführungen und teils neue Projekte geplant, die gemeinsam mit dem ENSI definiert werden.

Publikationen

- *M. Jäggi, H. Beer, M. Rüthi and J. Eikenberg*, «Fast method to separate Am and Pu from soil matrix», presented at the 11th International Symposium on Environmental Radiochemical Analysis, September 15–17, 2010, Chester, United Kingdom. Submitted to the Royal Society of Chemistry.
- *M. Jäggi, U. Ehrlicher and J. Eikenberg*, «Bestimmung des Nuklidvektors bei Rückbauprojekten am PSI (Paul Scherrer Institut)», vorgestellt an der 42. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz: Natürliche und künstliche Radionuklide in unserer Umwelt, 26. – 30. September 2010, Borkum, Deutschland. Publiziert in der Publikationsreihe FORTSCHRITTE IM STRAHLENSCHUTZ, FS-2010-153-T, ISSN 1013-4506.
- *S. Mayer, M. Boschung, K. Meier, J.-P. Laedermann and F. Bochud*, «Characterisation of the PSI whole body counter by radiographic imaging», presented at European Conference on Individual Monitoring of Ionizing Radiation (IM2010), March 8–12, 2010, Athens, Greece. Accepted for publication in Radiat. Prot. Dosim., ID: NCQ322, 2010.

Referenzen

- [1] *B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz, C. Strobl*, «Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM09», PSI-Bericht Nr. 10-01, ISSN 1019-0643, Januar 2010.
- [2] *S. Mayer, H. Hoedlmoser, M. Boschung, A. Scharer, Th. Buchillier, C. Bailat*, «Measurements on and around a spent fuel cask at the nuclear power plant Gösgen (KKG)», TM-96-10-18, August 2010.
- [3] *Ch. Schuler, G. Butterweck, U. Wyser*, «Kalibrierung von Hochdosisleistungs-Ionisationskammern des Kernkraftwerks Leibstadt», TM-96-09-09, Oktober 2009.
- [4] *H. Hoedlmoser, Ch. Schuler, G. Butterweck*, «Simulation of the influence of a water environment on the calibration of a high-dose-rate probe», TM-96-10-17, June 2010.

RC Experiment

Rock Mass Characterization

Author und Co-author(s)	F. Amann, R. Thöny, E. Button, S. Löw
Institution	ETH Zürich
Address	Sonneggstrasse 5, 8092 Zürich
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)44 633 68 18, florian.amann@erdw.ethz.ch
Duration of project	4 years

ABSTRACT

The RC project was focused in 2010 on the mechanical properties of Opalinus Clay in unconfined and confined compression and the development of a reliable failure envelope in the entire compressive confining stress range. It has been shown, that Opalinus Clay fails through a complex process of micro-crack initiation, damage accumulation and rupture. While the crack initiation stress threshold is not dependent on the confining stress, both, the failure mechanism and the rupture strength revealed a clear dependency on confinement. Failure is also controlled by the micro-fabric and material heterogeneities. The experimental data suggest a bi-linear failure envelope. In addition, the tensile behaviour of Opalinus Clay was investigated utilizing indirect testing procedures. The tensile strength parallel to bedding obtained from 100 Brazilian Tests was at natural water

content 1.65 MPa. A clear dependency on water content exists, while the carbonate content associated with distributed bioclasts in the sample has no influence on the tensile strength.

Detailed analysis of Magnet-Extensometer data revealed important insights into the mechanical behaviour of pre-existing multi-scale discontinuities in the Opalinus Clay during the mine-by excavation in 2008. Longitudinal strain, already induced ahead of the tunnel face, is either negative (extension) or positive (compression). First results demonstrate that extension ahead of the face is related to relatively undisturbed sections, while compression was observed in meso- and macro-scale faults. The data suggest that the more compliant fault zones have a major influence on stress redistribution around the experimental drift and hence are related to the displacement and strain field.

Project goals

The RC-Experiment is focused on the rock mass characterization and short-term near-field rock mechanical processes in the Opalinus Clay. The experiment aims to improve our understanding of the influence of pre-existing discontinuities on the rock mass behaviour and to determine the mechanical characteristics of pre-existing discontinuities.

Work carried out and results obtained

Compressive strength tests perpendicular to bedding

In phase 2 of the RC project a series of unconfined and confined laboratory tests were conducted at the Technical University of Graz. A description of the mechanical test procedure was given in the last annual report. The main findings and conclusions are summarized in the following sections.

The brittle failure characteristics of saturated Opalinus Clay under unconfined compression normal to bedding were studied. The failure process is initiated at a stress level far before rupture stress (30 % of the UCS, Figure 1) accompanied by the onset of dilation and continuous micro-acoustic activity (Figure 2). The low scatter in the crack initiation threshold is possibly related to strain localization around bioclasts or within individual bedding planes and almost homogeneous mechanical properties of the clayey matrix. Volumetric strain reversal occurs at approximately 70 % of UCS. The variability may be associated with the micro-fabric (e.g. content and distribution of bioclasts) of the clay shale, which controls to certain extend the growth and coalescence of micro-cracks in the sample.

In contrast to expectations from theory on brittle failure, the axial strain curve deviates from linearity beyond the crack initiation threshold (Figure 2). The increase in axial compressibility is probably related to a simultaneous development of axial fractures, shearing along bedding planes and pore pressure effects.

Between the crack initiation and crack damage threshold the acoustic activity was high (Figure 2) indicating failure processes associated with sufficient stress release to radiate acoustic signals. When axial stress approaches the crack damage threshold the AE-activity showed a hiatus. The hiatus in AE-activity is possibly related to a change in the failure mode radiating less acoustic sig-

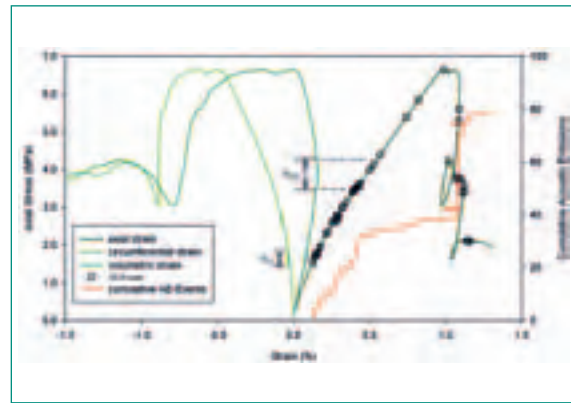


Figure 1: Crack initiation threshold, crack damage threshold and rupture stress determined from unconfined compression tests on samples loaded perpendicular to bedding.



Figure 2: Axial, circumferential and radial strain responds as well as micro-acoustic activity (AE) obtained from a representative sample (σ_{CI} : crack initiation threshold, σ_{CD} : crack damage threshold).

nals (e.g. no or minor stress release due to local failure). Observations suggest local sliding along bedding to be the pre-dominant mode of failure forming links between cracks aligned sub-parallel with the maximum stress direction.

The study of the brittle failure behaviour of Opalinus Clay in triaxial compression revealed, that cracks initiation occurs at a constant differential stress of 2.1 MPa as a consequence of strain localization at the micro-scale (Figure 3). Constant differential stress in the entire confining stress range utilized in this study suggests that friction is not mobilized at this stage of failure.

It is also shown, that the volumetric behaviour in the pre-rupture phase is dependent on the confining stress. At low confining stress (e.g. $\sigma_3 < 0.5$ MPa) volumetric strain at rupture stress was negative (expansion). With increasing confinement dilation became insufficient to generate net volumetric expansion at failure. For $\sigma_3 \geq 2$ MPa volumetric strain reversal disappeared entirely.

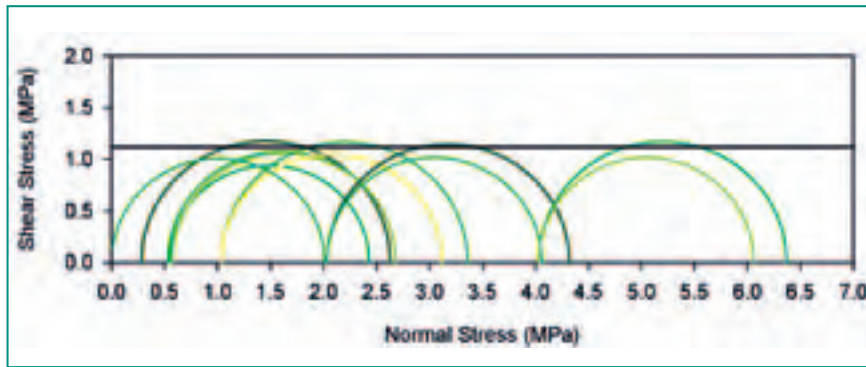


Figure 3: Mohr stress circles at crack initiation. The differential stress is almost constant and suggests a pure cohesive process (e.g. no mobilization of friction).

Macro- and meso-scale assessment of the rupture surface revealed a decreasing inclination with respect to horizontal with increasing confinement. It was also observed, that the stepped, steeply inclined failure plane at $\sigma_3 < 0.5$ was an assembly of dilatant axial cracks and bedding parallel shears. With increasing confinement the length of dilatant cracks became shorter while bedding parallel shears became longer. With further increase in confinement inclined fractures appeared while dilatant axial fractures were not visible. The origin of the inclined fractures is possibly related to the coalescence of extensional micro-cracks.

These confinement sensitive changes in behaviour suggest that the growth of dilatant cracks is suppressed by the confining stress which in turn has an influence on the macroscopic manifestation of the failure surface geometry and volumetric behaviour of Opalinus Clay. In contrast to the differential stress at the crack initiation threshold, rupture stress was dependent on confinement which suggests that friction is mobilized during the failure process. However, the dependency on confining stress cannot be adequately represented by a linear

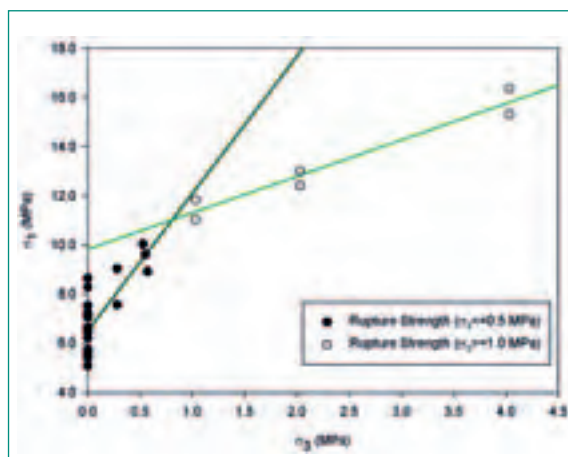


Figure 4: Bi-linear failure envelope for Opalinus Clay loaded normal to bedding.

Mohr-Coulomb or non-linear Hoek-Brown shear failure envelope. The data suggest the use of a bi-linear failure envelope to account for the differences in fracture processes with increasing confinement (Figure 4).

Tensile strength tests perpendicular to bedding

A series of 100 Brazilian tests were conducted on samples taken from the boreholes BRC-1, BRC-2, BRC-3 and BRC-4 according to the suggested methods of the ISRM (1978). In addition to the mechanical tests it was aimed to study the influence of the water and carbonate content on the tensile strength. Klinkenberg et al. (2009) utilized a scanning electron microscope on failed samples of Opalinus Clay and found, that the spatial distribution and the total content of carbonate, which is associated with the content of bioclasts in the sample, has a major influence on the failure mechanism and rupture strength under compressive loading conditions.

The results are summarized in detail in the Bachelor Thesis of K. Wild (2010). A brief summary of the major results is given in the following section.

At the natural water content (7.5–8.5 %) the tensile strength parallel to bedding was 1.7 MPa with a standard deviation of 0.2 MPa. With decreasing water content, related to the duration of storage and conditions of the sealing, the tensile strength increased linearly associated with a substantially increase in scatter (Figure 5). The increase in scatter may be related to drying induced damage of the samples (e.g. shrinkage). In contrast to the water content, a dependency of the tensile strength on carbonate content was not observed (Figure 6; note: for the analyses only samples with similar water content were utilized to eliminate the dominant influence of the water content). This is in contrast to the findings made by Klinkenberg et al. (2009). The reasons may be related to differences in micro-mechanics. Under compressive load micro-cracks grow in a stable manner (e.g. each

increment of crack growth requires an increase in stress) up to a differential stress where crack growth become unstable. When the minor principal stress is tensile, the fracture process cannot be controlled by maintaining a constant stress and the fracture propagates in an unstable manner through the clayey matrix.

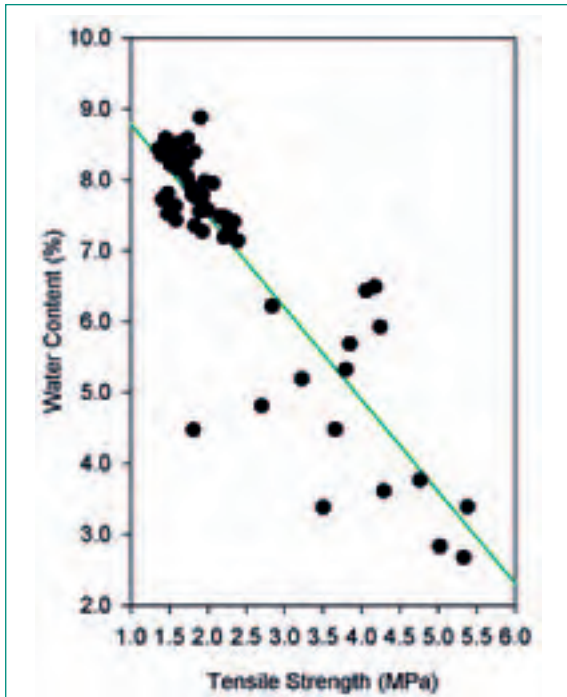


Figure 5: Dependency of the tensile strength on water content.

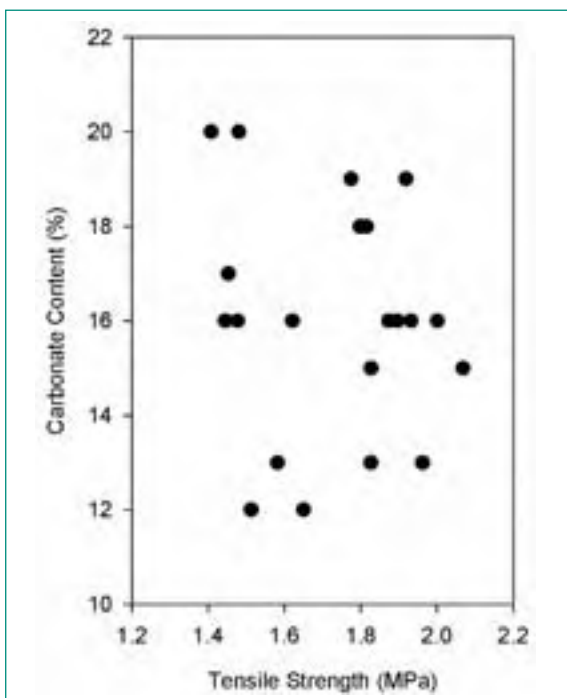


Figure 6: Dependency of the tensile strength on carbonate content. Only samples with a similar water content were utilized.

Analysis of borehole monitoring data

Evaluation of borehole-based monitoring data, recorded during and after the mine-by excavation in 2008 (Thoeny et al. 2010) lead to a better understanding of deformations behind and ahead of the advancing tunnel face. These deformations are related to stress redistribution during construction of the experimental drift and the compliance of the rock mass.

Prior to excavation of the experimental drift, the sub-horizontal borehole BRC-2 (aligned parallel to the future tunnel axis at a horizontal distance of around 1 m to the tunnel sidewall) was equipped with two overlapping Magnet-Extensometers. This high-precision multiple extensometer system provides a continuous measurement of longitudinal strain during the excavation. Each extensometer has 20 measuring points, with a measurement base length of 0.7 to 0.8 m (Figure 7a). While measurements were taken at 2 min intervals during excavation, the measurement interval was changed to 10 min for long-term monitoring after completion.

The transient evolution of longitudinal strain for one of the two Magnet-Extensometers is shown in Figure 7b. From the figure it can be recognized that compression (positive values) alternates with extension (negative values) in a heterogeneous manner. The largest extension during the construction period is measured at the start of the experimental drift between GM 95 and GM 96. The reason for this is related to induced damage in the vicinity of the start niche. When the excavation approaches GM 96.3, extensional behaviour is observed between GM 95 and GM 96 as well as ahead of the tunnel face extending to GM 101. Excavating the next two round lengths leads to compression of the rock mass behind the advancing face and to extension ahead of the face. This data suggest that the fault zone at GM 98 compensates for extension occurring ahead of it (Figure 7a). While deformations behind the face are not affected by the excavation from GM 99.5 to GM 102, extension ahead of the face does not propagate further than GM 102. The faults at GM 102.5 act as a barrier that prohibits propagation of deformation. As the experimental drift passes through the fault zone at GM 104, extension ahead of the tunnel face reaches GM 107, whereas compression was measured between GM 102.5 and GM 105. The simultaneous increase of extension and compression in these sections supports the hypothesis that extension ahead of a fault zone causes compression within the fault zone after the excavation has passed through it. The same behaviour is also recognized after passing through the fault zone at GM 107.5.

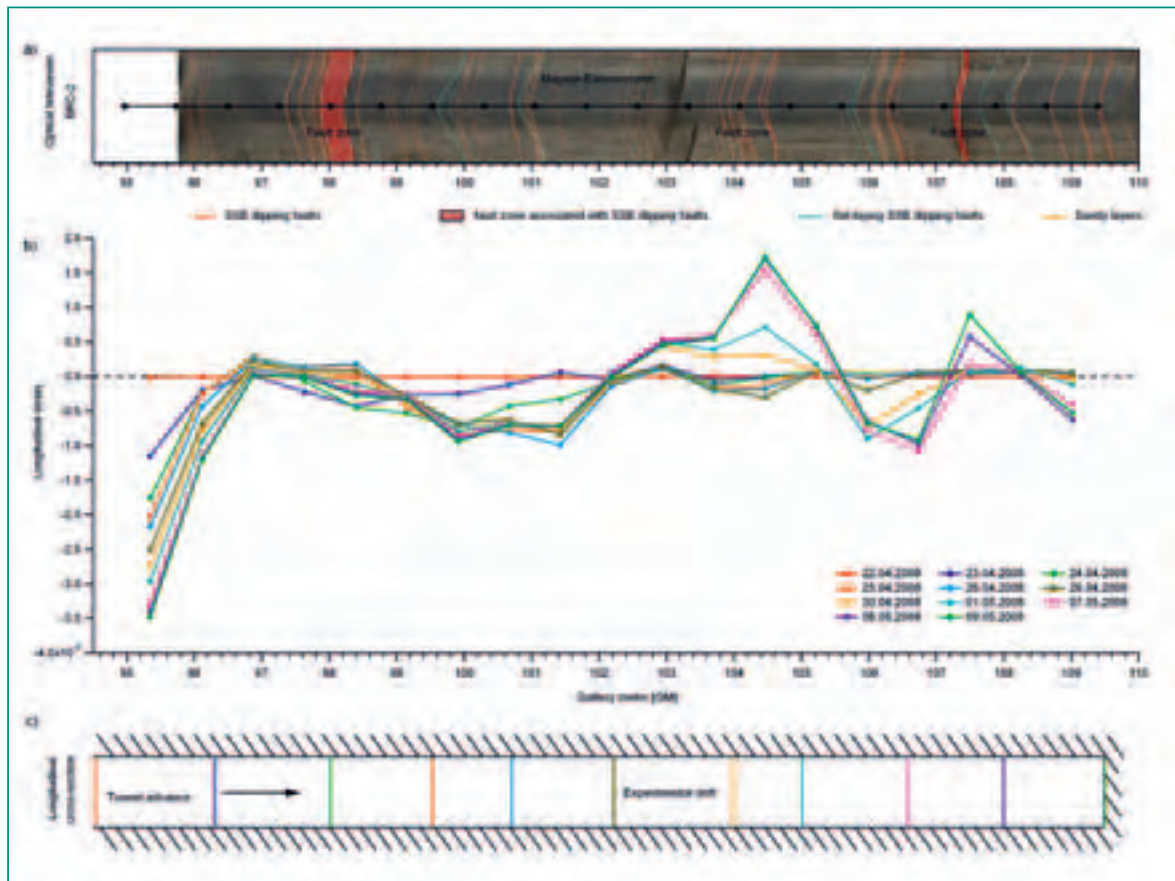


Figure 7: Comparison of longitudinal deformations along borehole BRC-2, with geological data from optical televiewer images. a) Optical televiewer image of borehole BRC-2 together with pre-existing structures and a schematic drawing of the Magnet-Extensometer. b) Longitudinal strain measurements during excavation advance. Negative values correspond to extension and positive values indicate compression of the rock mass. c) Position of the tunnel face during the excavation from GM 94.5 to GM 109.5.

The overall results demonstrate that the longitudinal deformation pattern along borehole BRC-2 is extremely heterogeneous and clearly dominated by the advancing face (Figure 7c) and the resulting relaxation of the rock mass ahead of it. Time-dependent deformations during excavation breaks are very small and therefore only of minor importance for the observed ground behaviour. Detailed evaluation of extensometer data revealed important insights into the influence of pre-existing discontinuities on deformation and stress redistribution due to the excavation. Extension ahead of the face is related to relatively undisturbed rock mass while contraction was observed in meso- and macro-scale faults. Fault zones or sections with a high fracture density have considerably higher deformability than the adjacent rock and consequently a significant influence on stress redistribution and induced deformations. Additionally, flat-lying SSE dipping fractures (indicated in blue in Figure 7a) have favorable orientation to allow longitudinal deformations and therefore support either compression or extension.

In addition to the detailed evaluation of Magnet-Extensometer data, Chain-Deflectometer data were analyzed in terms of relative displacement magnitudes. A beam model representing the deflectometer was developed to back-calculate relative displacements from measured deflections. The first analyses confirm, that the more compliant meso- and macro-scale faults have a substantial influence on stress redistribution around the cavity and therefore on the displacement field ahead and behind the advancing tunnel face. The compilation of both, axial strain as well as vertical and horizontal displacement magnitudes, will be used to derive a three-dimensional understanding of the geomechanical processes ahead of the tunnel face.

Analysis of geodetic monitoring data

A first interpretation deduced from geodetic monitoring data at the tunnel crown was presented in the last annual report. In this phase of the project, lines of influence were developed for all prism locations around

the circumference of the experimental drift. The data validate that displacements within the faults are considerable smaller compared to tunnel sections with less fractured rock.

National Cooperation

ENSI is the primary funding organization of the RC-Experiment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity. An additional national project partner is Swisstopo. Geological mapping of the cores was performed by the Geotechnical Institute through a contractual agreement.

International Cooperation

The institutions cooperating with the Chair of Engineering Geology at ETH and ENSI are the following: 1) Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR); Germany, 2) Chevron ETC; USA, 3) Technical University of Graz; Austria, 4) GMUG AG; Germany and 5) TU Clausthal; Germany.

Assessment 2010 and Perspectives for 2011

During the third phase of the RC-experiment, the mechanical properties of intact Opalinus Clay loaded perpendicular to bedding were analysed in detail and revealed a series of relevant findings. The crack initiation stress threshold was reliably defined and a representative failure envelope was developed. The results contribute to the modelling procedure starting in the next phase of the project.

The detailed analyses of borehole monitoring devices revealed a substantial increase in knowledge about pre-face behaviour, in particular the influence of rock mass heterogeneities (faults) on stress redistribution around the gallery. The understanding of these processes is related to the development of a detailed, representative geological, behavioural and numerical model.

The aim for the next phase of the project will be the completion of data post processing and the back-calculation of the observed rock mass behaviour made during the excavation of the RC experiment drift by utilizing the mechanical properties obtained and numerical HM-models.

In addition chemical and microscopic methods will be utilized to understand the influence of mineralogical composition and distribution of heterogeneities on the fracture behaviour of laboratory samples. Detailed analyses comprise X-Ray-Diffractometer analyses, classic chemical analyses and Scanning Electron Microscope investigation.

Publications

- *S. Yong, PK. Kaiser, S. Loew* (2010), The influence of pre-existing shears on tunnel-induced fracturing, *I. J. Rock Mech. & Min. Sc.*, 47, 894-907.
- *F. Amann, EA. Button, M. Blümel, R. Thoeny* (2010b), Insight into the mechanical behaviour of Opalinus Clay, paper presented at European Rock Mechanics Symposium 2010, Lausanne, Switzerland, *Rock Mechanics and Environmental Engineering*, edited by Zhao, Labious, Dudt and Mathier, Taylor & Francis Group, London, ISBN 978-0-415-58654-2.
- *R. Thoeny, F. Amann, EA. Button* (2010), Ground conditions and the relationship to ground behaviour – a new mine-by project in Opalinus clay at Mont Terri Rock Laboratory, paper presented at European Rock Mechanics Symposium 2010, Lausanne, Switzerland, *Rock Mechanics and Environmental Engineering*, edited by Zhao, Labious, Dudt and Mathier, Taylor & Francis Group, London, ISBN 978-0-415-58654-2.

References

- [1] *M. Klinkenberg, S. Kaufhold, R. Dohrmann, S. Siegesmund* (2009), Influence of carbonate microfabric on the failure strength of claystones, *Engineering Geology*, 107, 42-54.
- [2] *K. Wild* (2010), Charakterisierung des Verhaltens von Opalinuston unter Zugbeanspruchung. Bsc. Thesis, ETH Zurich.
- [3] *R. Thoeny, F. Amann, EA. Button* (2010), Ground conditions and the relationship to ground behaviour – a new mine-by project in Opalinus clay at Mont Terri Rock Laboratory, paper presented at European Rock Mechanics Symposium 2010, Lausanne, Switzerland, *Rock Mechanics and Environmental Engineering*, edited by Zhao, Labious, Dudt and Mathier, Taylor & Francis Group, London, ISBN 978-0-415-58654-2.

Anhang B: Mitgliedschaften des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
IAEA		
Radiation Safety Standards Committee (RASSC)		Strahlenschutz
Transport Safety Standards Committee (TRANSSC)		Transport und Entsorgung
Waste Safety Standards Committee (WASSC)		Transport und Entsorgung
Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)		Reaktorsicherheit
Nuclear Power Engineering Section (NPES)	Technical Working Group of Life Management (TWG LM-NPP)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG NPPCI)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on the Training and Qualification of NPP Personnel (TWG-T&Q)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Incident Reporting System (IRS)		Allgemein
International Nuclear Event Scale (INES)		Allgemein
Power Reactor Information System (PRIS)		Allgemein
International Nuclear Information System (INIS)		Allgemein
European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)		Sicherung
OECD-NEA		
NEA Steering Committee for Nuclear Energy		Allgemein
Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	Hauptkomitee	Allgemein
	Working Group on Inspection Practices (WGIP)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)	Allgemein
	Working Group on Operating Experience (WGOE)	Allgemein
	Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR)	Reaktorsicherheit
Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Information System on Occupational Exposure (ISOE)	Strahlenschutz
	Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM)	Strahlenschutz
	Expert Group on the Implications of ICRP Recommendations (EGIR)	Strahlenschutz

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Transport und Entsorgung
	Forum on Stakeholder Confidence (FSC)	Transport und Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case (IGSC) Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case (IGSC/AMIGO) Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB)	Transport und Entsorgung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on the Analysis and Management of Accidents (WGAMA)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE) – IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures – IAGE Subgroup Seismic Behaviour – IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
International Common-cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
Piping Failure Data Exchange Project (OPDE)		Reaktorsicherheit
Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project (SCAP)		Reaktorsicherheit
Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety (COMPSIS)		Reaktorsicherheit
Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
Cabri Water Loop Project	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
Halden Reactor Project	Halden Board of Management (HBM)	Allgemein
	Halden Programme Group (HPG), MTO	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Halden Programme Group (HPG), Fuels&Materials	Reaktorsicherheit
	Schweizerisches Halden-Komitee	Allgemein
Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)	Management Board	Reaktorsicherheit
	Project Review Group	Reaktorsicherheit
OECD – NEA Data Bank		Allgemein
OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCS)		Reaktorsicherheit
Internationale Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety, CNS	Ständige Kontaktgruppe der CNS (NCP)	Allgemein

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Ständige Kontaktgruppe der JC	Transport und Entsorgung
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic, OSPAR	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	Hauptsitzung	Allgemein
	AG1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Strahlenschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
CFS groupe d'experts «Crise nucléaire»		Notfallschutz
Abkommen mit Österreich über grenzüberschreitende Auswirkungen von Kernkraftwerken		Allgemein
Internationale Behördenorganisationen		
Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)	Main WENRA Committee	Allgemein
	Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)	Transport und Entsorgung
	Reactor Harmonization Working Group (RHWG)	Reaktorsicherheit
European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) ¹	Hauptkomitee	Allgemein
	Radioactive Transport Study Group (RTSG)	Transport und Entsorgung
STUK RSC (STUK Reactor Safety Commission)		Reaktorsicherheit
Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programs (NERS)		Allgemein
European Clearinghouse on NPP Operational Experience Feedback		Vorkommisbearbeitung
European Nuclear Energy Forum		Allgemein
Arbeitsgruppen in ausländischen Verwaltungen		
Autorité de sûreté nucléaire (ASN, Frankreich)	Groupe permanent d'expert pour les transports	Transport und Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK, Deutschland)		Transport und Entsorgung
Fachverbände		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Dosimetrie (AKD)	Strahlenschutz
	Inkorporation (AKI)	Strahlenschutz
	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz

¹ Ehemals High Level Group

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Transport und Entsorgung
	Beförderung (AKB)	Transport und Entsorgung
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz
	Strahlenbiologie (AKS)	Strahlenschutz
	Nachweisgrenze (AKSIGMA)	Strahlenschutz
	Natürliche Radioaktivität (AKNAT)	Strahlenschutz
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
Normenorganisationen		
International Electrotechnical Commission (IEC)		Reaktorsicherheit
Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route (ADR)		Transport und Entsorgung
Règlement concernant le transport international ferroviaire des marchandises dangereuses (RID)		Transport und Entsorgung
DIN Deutsches Institut für Normung e.V.	DKE Deutsche Kommission Elektrotechnik Elektronik Informationstechnik im DIN und VDE	Reaktorsicherheit
Institute of Electrical and Electronics Engineers, Inc. (IEEE)	IEEE Standards	Reaktorsicherheit

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2010

Publikationen:

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	B. Bucher, L. Rybach: Flächendeckende Langzeitanalyse der Strahlung in der Umgebung der Schweizer Kernanlagen mit Hilfe der Aeroradiometrie, in: Natürliche und künstliche Radionuklide in unserer Umwelt, 42. Jahrestagung des Fachverbands für Strahlenschutz e.V., FS-2010-153-T, ISSN 1013-4506, TÜV Media GmbH, Köln 2010.
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz, Ch. Strobl: Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM09. PSI Bericht Nr. 10-01, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Schweiz (2010).
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2009. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2010), S. 51–52.
F. Cartier, J. Löhle	F. Cartier, J. Löhle: Fifth Implementation of PARCOM recommendation 91/4 on radioactive discharges, Report from Switzerland. Vorgestellt beim OSPAR Meeting of the Radioactive Substances Committee, Stockholm, 20.–23.04.2010. Abrufbar unter: http://www.ospar.org/documents/dbase/publications/p00506_CH_OSPAR_IMPLEMENTATION_REPORT_2010.pdf
E. Frank	A. Möri, P. Bossart, J.-M. Matray, H. Müller, E. Frank (2010): Mont Terri Project, Cyclic Deformations in the Opalinus Clay. Proceedings 4 th International Clay Conference, März 2010, Nantes, Frankreich.
A. Gorzel	A. Gorzel: Swiss Regulatory RIA Criteria and the Verification Procedures by the Operators. Workshop Proceedings: Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity Initiated Accidents, NEA/CSNI/R(2010)7.
J. Kuhlemann	J. Kuhlemann: Eiszeitliche Tiefenerosion: Ein Problem für geologische Tiefenlagerung? Geosciences ACTUEL 1/2010, S. 22–24.
J. Kuhlemann	M. Brandmeier, J. Kuhlemann, I. Krumrei, A. Kappler, P.W. Kubik (2010): New challenges for tafoni research. A new approach to understand processes and weathering rates. Earth Surface Processes and Landforms, n/a. doi: 10.1002/esp.2112.
J. Kuhlemann	M. Danišič, P. Migoń, J. Kuhlemann, N.J. Evans, I. Dunkl, W. Frisch (2010): Thermochronological constraints on the long-term erosional history of the Karkonosze Mts., Central Europe. Geomorphology 117, S. 78–89.
R. Mailänder	R. Mailänder: Forschungsprogramm Regulatorische Sicherheitsforschung. In: Bundesamt für Energie: Energieforschung 2009, Überblicksberichte der Programmleiter, S. 247–260 (2010). Abrufbar unter: http://www.bfe.admin.ch/themen/00519/00524/index.html?lang=de&dossier_id=01155
M. Rahn	B. Heberer, G. Röser, J. Behrmann, M. Rahn, A. Kopf (2010): Holocene sediments from the Southern Chile Trench: a record of active margin magmatism, tectonics, and palaeoseismicity. Journal of the Geological Society of London 167, S. 539–553.

Autoren ENSI	Publikation
M. Rahn	C. Glotzbach, J. Reinecker, M. Danišik, M. Rahn, W. Frisch, C. Spiegel (2010): Thermal history of the central Gotthard and Aar massifs, European Alps: Evidence for steady state, long-term exhumation. <i>Journal of Geophysical Research</i> 115, doi:10.1029/2009JF001304.
M. Rahn, F. Altorfer	M. Rahn, F. Altorfer (2010) Das Schweizer Konzept. TEC21 Nr. 41, Themenheft «Tiefenlager», S. 16–18.
K. Samec	K. Samec: Safe operation of a liquid metal spallation source for future ADS application. Poster für die ENC 2010 European Nuclear Conference. Barcelona, Spanien, 30.05.–02.06.2010.
C. Ryser	C. Ryser: Das Aufsichtskonzept des ENSI für KKW-Neubauprojekte. Kursband zum Vertiefungskurs des Nuklearforums Schweiz, Kommission für Ausbildungsfragen, vom 16./17.11.2010, FHNW Brugg-Windisch: Management von KKW-Grossprojekten: Modernisierung und Neubauten.
C. Ryser	C. Ryser: Human and Organisational Factors in the Licensing Process for New NPPs: The Swiss Approach. OECD/NEA/CNRA International Workshop on «New Reactor Siting, Licensing and Construction Experience». Prag, 15.–17.09.2010.
T. van Stiphout	T. van Stiphout, S. Wiemer, W. Marzocchi (2010) Are short-term evacuations warranted? Case of the 2009 L'Aquila earthquake. <i>Geophysical Research Letters</i> 37, doi:10.1029/2009GL042352.

Vorträge:

Autoren ENSI	Vortrag
A. Badur	A. Badur: Nukleare Brennstofflizenzierung, Ausblick: Freigabeverfahren in der Schweiz. Seminar 2010 der Expertengruppe für die Sicherheit beim Brennstoff ESB. Schloss Böttstein, 14.01.2010.
O. Beffort, S. Theis, O. Mauron	O. Beffort, S. Theis, O. Mauron: Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente in der Schweiz. 6. Symposium Lagerung und Transport radioaktiver Stoffe – Transport und Entsorgung von Brennelementen und Abfällen. Hannover, TÜV NORD, 02.–03.10.2010.
E. Blust	E. Blust: Aufgaben der Aufsichtsbehörde ENSI im Notfallschutz, Vorlesung im Rahmen des Swissnuclear-Fortbildungskurses Kerntechnik, PSI Villigen 03.03.2010.
B. Bucher	B. Bucher, L. Rybach: Flächendeckende Langzeitanalyse der Strahlung in der Umgebung der Schweizer Kernanlagen mit Hilfe der Aeroradiometrie. 42. Jahrestagung des Fachverbands für Strahlenschutz e.V. Borkum, 26.–30.09.2010.
B. Bucher	G. Butterweck, B. Bucher: Brief description of the setup of the Swiss measurement technique, with a special focus on the developments after 2002, Workshop Aero-Gammaspectrometry. Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin, 27.–28.10.2010.
B. Bucher	B. Bucher, L. Rybach: Longterm studies of the radiation in the environs of the Swiss NPPs using AGS data, Workshop Aero-Gammaspectrometry. Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin, 27.–28.10.2010.
U. Bumann	J. E. Moore, U. Bumann: Soil Structure Interaction Analysis of the Kashiwazaki-Kariwa Unit 7 Reactor Building in the Context of the IAEA KARISMA Benchmark. OECD/NEA IAGE / IAEA ISSC Workshop on Soil Structure Interaction (SSI) Knowledge and Effect on the Seismic Assessment of NPPs Structures and Components. Ottawa, Kanada, 06.–08.10. 2010.
U. Bumann	J.E. Moore, U. Bumann, Y. Mondet: SMART Benchmark Phase 2 Vulnerability Study by Team ENSI/Basler & Hofmann. Workshop CEA, Saclay, Frankreich, 15.–17.12.2010.
J. Dus	J. Dus: Fuel Cycle and Spent Fuel Management in Switzerland. Spent Fuel Performance Assessment and Research III, IAEA 1 st Research Coordination Meeting, Tokio 8.–12.11.2010.
H.R. Fierz	H.R. Fierz: Recent Regulatory Changes. 40 th Meeting of Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, 03.–05.11.2010.
H.R. Fierz	H.R. Fierz: NPP Leibstadt INES 2 incident «Exposure of a worker in excess of statutory annual dose limit». 40 th Meeting of Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, 03.–05.11.2010.
K. Germerdonk	K. Germerdonk: Ageing management (AM) and Long term operation (LTO) activities of ENSI. International Forum on Reactor Ageing Management (IFRAM), Proceedings of the European Engagement Workshop. Petten, Niederlande, 25.–27.05.2010.
H. Glasbrenner	H. Glasbrenner: Water chemistry in Swiss nuclear power plants including regulatory concerns in this area. IAEA – Technical Meeting on Water Chemistry and Clad Corrosion/Deposition including Fuel Failures. Kiev, Ukraine, 22.–24.11.2010.

Autoren ENSI	Vortrag
A. Gorzel	A. Gorzel: Status der Forschungsprojekte CABRI und SCIP-II, 17. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», AXPO, Baden, 12.01.2010.
A. Gorzel	A. Gorzel: Erkenntnisse aus dem OECD/NEA-Workshop Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity Initiated Accidents, AXPO, Baden, 12.01.2010.
A. Gorzel	A. Gorzel: Arbeitsgremium KTA 3101.3, Stand nach der 15. Sitzung, 18. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», Kernkraftwerk Gösgen, 27.05.2010.
A. Gorzel	A. Gorzel: Status CABRI International Programme (CIP), 18. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», Kernkraftwerk Gösgen, 27.05.2010.
A. Gorzel	A. Gorzel: Arbeitsgremium KTA 3101.3, Stand nach der 17. Sitzung, 19. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», Kernkraftwerk Mühleberg, 09.11.2010.
M. Herfort	M. Herfort: Geologische Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle in der Schweiz – Hydrogeologische Aspekte, Grundwasser für die Zukunft – Tagung der Fachsektion Hydrogeologie in der Deutschen Gesellschaft für Geowissenschaften (FH-DGG). Tübingen, 12.05.2010.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Strahlenschutz Ausbildung in Europa. 7. Expertentreffen Strahlenschutz, TÜV, Lindau, 03.–05.03.2010.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Anerkennung von Strahlenschutz Ausbildung und erlaubten Tätigkeiten in der Schweiz. Info-Veranstaltung des Verbands der Grosskraftwerksbetreiber, Essen, 09.03.2010.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Radiologische Vorkommnisse und was wir daraus lernen können – aus der Sicht der Aufsichtsbehörden: Vorkommnisse in Kernanlagen Strahlenschutz-Sachverständigen-Treffen, Paul Scherrer Institut, Villigen, 26.05.2010.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Harmonisierung der Strahlenschutz Ausbildung in Europa. 15. Strahlenschutzseminar des sächsischen Ministeriums für Umwelt und Landwirtschaft, Dresden, 11.11.2010.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Lessons Learned from Radiological Events in Switzerland. 2010 ISOE International Symposium, Cambridge, 19.11.2010.
F. Koch	F. Koch: Sicherheitsanalysen für Transport- und Lagerbehälter für radioaktive Stoffe. 12. Bayreuther 3D-Konstrukteurstag. Bayreuth, 29.09.2010.
K. Macku	K. Macku: Combustible en Suisse. Les pratiques de l'IFSN. Autorité de Sûreté Nucléaire, DCN, Paris, 25.03.2010.
R. Mailänder	R. Mailänder: ENSI and its research programme. Office of Nuclear Regulatory Research, U.S.NRC, Washington, 08.03.2010.
G. Piller	G. Piller: Formation en radioprotection dans le domaine du nucléaire, Journée thématique de l'Association romande de radioprotection. La formation en radioprotection: droit ou contrainte pour le travailleur, Genève, 05.11.2010.
M. Rahn	M. Rahn: Sachplan geologische Tiefenlager: Resultat der Überprüfung Etappe 1 durch die Aufsichtsbehörde. Kantonsgeologenkonferenz, Schwyz, 05.03. 2010.
M. Rahn	M. Rahn, H. Wang: The metamorphic and denudation history of the Songpan-Garzê flysch in Sichuan Province, China. 12 th International Conference on Thermochronology, Glasgow, 16.–20.08.2010.

Autoren ENSI	Vortrag
M. Rahn	B. Heberer, M. Rahn, J. Behrmann: How well does the sink mirror the source at an active margin? An example from the Chilean trench. 12 th International Conference on Thermochronology, Glasgow, 16.–20.08.2010.
M. Rahn	M. Rahn, A. von der Handt, R. Selbekk: Combining FT dating, microprobe and ionprobe analysis to locate the source of volcanic apatites from Southern Germany. 12 th International Conference on Thermochronology, Glasgow, 16.–20.08.2010.
M. Rahn	M. Rahn, H. Wang: Metamorphic and denudation patterns of the Songpan-Garzê flysch in Sichuan Province, China. Vortrag am 8 th Swiss Geoscience Meeting, Fribourg, 19.–20.11. 2010.
M. Rahn	M. Rahn: Warum geologische Tiefenlagerung? Naturama, Aarau, 24.11.2010.
C. Ryser	C. Ryser: Human and Organisational Factors (HOF) in New NPP projects: The Swiss Approach. IAEA Technical Meeting on «The Consideration of Human Factors in New NPP Projects», Wien, 9.–12.11.2010.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Grundlagen der Strahlenbiologie. Vorlesung im Rahmen des Swissnuclear-Fortbildungskurses Kerntechnik. PSI Villigen, 02.03.2010.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Leukämie-Risiken in der Umgebung von Kernkraftwerken. 4. Sitzung Technisches Forum Sicherheit, ETH Zürich, 26.03.2010.
Ch. Schneeberger	J.E. Moore, Ch. Schneeberger: IRIS Benchmark: Missile Impact test Simulations by Team ENSI/Basler & Hofmann, OECD/NEA IAGE Workshop on Improving Robustness Assessment Methodologies for Structures Impacted by Missiles. Issy-les-Moulineaux/Paris, 13.–15.12.2010.
Ch. Schneeberger	J. E. Moore, P. Wörndle, Ch. Schneeberger: KARISMA Benchmark Results, Team ENSI/Basler & Hofmann. IAEA KARISMA Benchmark, First Review Meeting. Wien, 17.–19.05.2010.
G. Schwarz	G. Schwarz: Use of CNRA products in Switzerland. 24 th Meeting of the Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA). Paris, 07.12.2010.
G. Schwarz	G. Schwarz: Internationaler und nationaler regulatorischer Rahmen und die Aufgaben der Aufsichtsbehörden. Vorlesung im Rahmen des Swissnuclear-Fortbildungskurses Kerntechnik. PSI Villigen, 16.03.2010.
G. Schwarz	G. Schwarz: Long Term Operation of Swiss NPPs. Besuch einer Delegation der U.S. Nuclear Regulatory Commission unter der Leitung von Commissioner William C. Ostendorff, 22.06.2010.
M. L. Sentís, F. Altorfer	M. L. Sentís, F. Altorfer: Gas transport modelling in the potential host rock Opalinus clay for a Swiss repository for low-and intermediate-level waste. NES Kolloquium, PSI Villigen, 25.02.2010.
Th. Sigrist	Th. Sigrist: NPP Beznau INES 2 incident «Irradiation of two workers exceeding statutory dose limit». 7 th Meeting of the Working Group on Operational Experience (WGOE), Paris, 13.–15.04.2010.
Th. Sigrist	Th. Sigrist: NPP Leibstadt INES 2 incident «Exposure of a worker in excess of statutory annual dose limit». 8 th Meeting of the Working Group on Operational Experience (WGOE), Paris, 28.–30.09.2010.
M. Straub	M. Straub: Nuclear Power in Switzerland: Regulatory Challenges. Besuch einer Delegation der Regierung Singapurs unter Leitung des Staatssekretärs für Handel und Industrie Ravi Menon am Paul Scherrer Institut, Villigen, 28.04.2010.

Autoren ENSI	Vortrag
M. Straub	M. Straub: Nuclear Power in Switzerland: Regulatory Challenges. 93. Aufsichtsratstreffen des OECD Halden Reactor Project, Zürich, 08.06.2010.
M. Straub	M. Straub: Regulatory Challenges and Research. Forschungskommissions-sitzung des Departements Nukleare Energie und Sicherheit des Paul Scherrer Instituts, Villigen, 02.–03.12.2010.
M. Straub, R. Sardella	M. Straub, R. Sardella: Radioactive Waste Management and the Licensing of New Nuclear Power Plants in Switzerland. Energiedialog Schweiz–Italien, Weissenstein, 30.04.2010.
T. van Stiphout	Are mitigation actions warranted? The case of the 2009 L’Aquila earthquake. 2010 Annual Meeting, General Assembly, Seismological Society of America. Portland, USA, 21.–23.04.2010.
T. van Stiphout	Are short-term evacuations warranted? The case of the 2009 L’Aquila earthquake, 32 nd General Assembly, European Seismological Commission. Montpellier, France, 6.–10.09.2010.
T. van Stiphout	QLARM – a software framework for rapid post-event loss assessment and earthquake scenarios, 32 nd General Assembly, European Seismological Commission. Montpellier, France, 6.–10.09.2010.
T. van Stiphout	Communicating time-dependent seismic hazard and risk: Should seismologist tell people to sleep in a tent after a moderate earthquake in the neighborhood?, 32 nd General Assembly, European Seismological Commission. Montpellier, France, 6.–10.09.2010.

Anhang D: Richtlinien des ENSI/ Directives de l'ENSI/ Guidelines of ENSI

Fett gedruckte Richtlinien sind in Kraft resp. übersetzt worden.

Bold printed titles are existing/have been translated. (English is not an official language of the Swiss Confederation. English translation is provided for information purposes only and has no legal force.)

G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

(Stand Dezember 2010)

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
G01a	Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke Safety classification for existing power plants)	
G01n	Sicherheitstechnische Klassierung für neue Kernkraftwerke Safety classification for new nuclear power plants	
G02	Spezifische Auslegungsgrundsätze für neue Kernkraftwerke mit Leichtwasser-Reaktoren Specific design principles for new nuclear power plants with light-water reactors	
G03	Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the safety case	2009/4
G04	Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente Requirements for storage of radioactive waste and spent fuel	2010/9
G05	Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung Transport and storage containers for interim storage	2008/4
G06	Anforderungen an die Baudokumentation Requirements for construction and technical equipment documentation	
G07	Organisation von Kernanlagen Organisation des installations nucléaires Organisation of nuclear Installations	2008/4
G08	Anforderungen an die systematischen Sicherheitsbewertungen Requirements for the systematic safety assessments	
G09	Betriebsdokumentation Operation documentation	
G11	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage Safety-classified vessels and piping: Planning, manufacturing and installation	2010/5 (2009/2)
G12	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen Determinations for structural and organisational measures in radiation protection for controlled areas of nuclear installations	

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
G13	Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen Instruments de mesure en radioprotection: Concepts, exigences et contrôles Radiation protection measuring devices in nuclear installations: Concepts, requirements and testing	2008/2
G14	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen Calcul de l'exposition aux radiations ionisantes dans l'environnement due à l'émission de substances radioactives par les installations nucléaires Calculation of radiation exposure in the vicinity due to emission of radioactive substances from nuclear installations	2009/12 (2008/2)
G15	Strahlenschutzziele für Kernanlagen Radiation protection objectives for nuclear installations in normal operation	2010/11
G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung Instrumentation and control classified as important to safety: Design and application	

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
A01	Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse Requirements for deterministic accident analysis for nuclear installations: Extent, methodology and boundary conditions for technical accident analysis	2009/7
A02	Gesuchsunterlagen für die Bau- und Betriebsbewilligung und der damit verbundenen Freigaben Application documents for the construction and the operating licence and associated permits	
A03	Anforderungen an die Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken Requirements for periodic safety review for nuclear power plants	
A04	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen Application documents for modifications in nuclear power plants requiring a permit	2009/9 (2008/7)
A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität Probabilistic Safety Analysis (PSA): Quality and Scope	2009/1
A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen Probabilistic Safety Analysis (PSA): Applications	2008/5
A07	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotential Methodology and boundary conditions for accident analysis in nuclear installations with low hazard potential	
A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen Analysis of source terms: Extent, methodology and boundary conditions	2010/2

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
B01	Alterungsüberwachung Ageing management	
B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen Periodical reporting for nuclear installations	2010/2/ (2008/12, 2008/9)
B03	Meldungen der Kernanlagen Reports for nuclear installations	2008/12 (2008/9)
B04	Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen Mesurage de libération de matériaux et de secteurs de zones contrôlées Clearance of materials and areas from controlled zones	2009/8
B05	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle Requirements for conditioning of radioactive waste	2007/2
B06	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung Safety-related classified vessels and piping: maintenance	2010/5 (2009/4)
B07	Sicherheitstechnische klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen Safety-related classified vessels and piping: Qualification of non-destructive testing	2008/9
B08	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen Safety-related classified vessels and piping: non-destructive in-service inspections	
B09	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals in Kernanlagen Collecting and reporting of doses of personnel exposed to radiation in nuclear installations	
B10	Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal Initial training, recurrent training and continuing education	2010/10
B11	Notfallübungen Exercices d'urgence Emergency exercises	2007/11
B12	Notfallschutz in Kernanlagen Protection en cas d'urgence dans les installations nucléaires Emergency preparedness in nuclear installations	2009/4
B13	Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals Approval of radiation protection training and further education	2010/11
B14	Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen Maintenance of electrical and instrumentation and control equipment classified as important to safety	2010/12

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
R-4	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken Supervisory procedures for the construction of nuclear power plants, project engineering of structures	1990/12
R-6	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren Safety-related classification, classification limits and procedures for construction of equipment in nuclear power plants with light-water reactors	1985/5
R-7	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts Guideline for the area of radiation protection of the nuclear installations and the Paul Scherrer Institute	1995/6
R-8	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung Structural safety for nuclear power plants, Swiss Federal supervising procedures for construction work	1976/5
R-11	Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen Objectifs de la protection des personnes contre les radiations ionisantes dans la zone d'influence des centrales nucléaires Aims in radiation protection for normal operation of nuclear installations	2003/5
R-12	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts Collecting and reporting of doses of personnel exposed to radiation in nuclear installations and the Paul Scherrer Institute	1997/10
R-16	Seismische Anlageninstrumentierung Seismic installation instrumentation	1980/2
R-23	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken Maintenance, inspections, replacements, repair and modification of electrical equipment in nuclear installations	2003/1
R-27	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken Selection, training and examination of operational staff requiring a licence in nuclear power plants	1992/5
R-30	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen Supervisory procedures for construction and operation of nuclear installations	1992/7
R-31	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen Supervisory procedures for construction and backfitting of nuclear power plants, 1E classified electrical equipments	2003/10
R-35	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik Supervisory procedures for construction and modification of nuclear power plants, systems technology	1996/5
R-37	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und -Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK Acknowledgement of radiation training and further education in the supervising area of HSK	2001/7

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
R-39	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal Collecting data of radiation sources and material testers in nuclear installations	1990/1
R-40	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung Filtered containment venting of light-water reactors. Design requirements	1993/3
R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken Requirements for the application of computer-based instrumentation and control important to safety in nuclear power plants	2005/4
R-48	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken Periodic safety review of nuclear power plants	2001/11
R-49	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen Requirements important to safety for security of nuclear installations	2003/12
R-50	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen Requirements important to safety for fire protection in nuclear installations	2003/3
R-51	Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen Ageing management for mechanical and electrical equipment and structures in nuclear installations	2004/11
R-60	Überprüfung der Brennelementherstellung Supervision of fuel element production	2003/3
R-61	Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren Supervisory procedures when using nuclear fuel and control-rods in light-water reactors	2004/6
R-101	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren Design criteria for safety systems of nuclear power plants with light-water reactors	1987/5
R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz Design criteria for the protection of safety equipment in nuclear power stations against the consequences of airplane crash	1986/12
R-103	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle On-site severe accident measures	1989/11

Impressum

ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2010

Herausgeber

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5200 Brugg
Telefon 0041 (0)56 460 84 00
Telefax 0041 (0)56 460 84 99

zu beziehen bei

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Informationsdienst
CH-5200 Brugg
oder per E-Mail
Info@ensi.ch

Zusätzlich zu diesem Forschungsbericht...

...informiert das ENSI in weiteren
jährlichen Berichten aus seinem
Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

abrufbar unter

www.ensi.ch

ENSI-AN-7501
ISSN 1664-3178

© ENSI, April 2011

ENSI-AN-7501
ISSN 1664-3178

ENSI, CH-5200 Brugg, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, Fax +41 (0)56 460 84 99, www.ensi.ch