



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 2009

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2009

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2009

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2009

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Inhaltsverzeichnis

Inhaltsverzeichnis	2
Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	7
Summary	9
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	11
1.1. Reaktorsicherheit	11
1.1.1. KORA-II – Korrosionsrisswachstum in austenitischen Strukturwerkstoffen	11
1.1.2. PISA – Reaktordruckbehälter: Integrität und Sicherheitsanalysen	13
1.1.3. Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktorbehältern für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken	14
1.1.4. Machbarkeitsstudie für zerstörungsfreie Messungen an der Stahldruckschale des Primär-Containments von Kernkraftwerken	16
1.1.5. STARS-V – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	17
1.1.6. OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project	19
1.1.7. MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases	20
1.1.8. MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions during Severe Accidents in LWR	21
1.1.9. OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoff- und Materialverhalten	24
1.1.10. OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction	25
1.1.11. OECD OPDE – Piping Failure Data Exchange Project	27
1.1.12. OECD SCAP – Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project	29
1.1.13. OECD ICDE – International Common-Cause Failure Data Exchange	30
1.1.14. OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange	31
1.1.15. OECD CABRI Waterloop Project	32
1.1.16. OECD COMPSIS – Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety	33
1.2. Strahlenschutz	34
1.2.1. Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik	34
1.2.2. Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Radioanalytik	36
1.2.3. ARTIST II – Aerosol Trapping in the Steam Generator	37
1.3. Transport und Entsorgung	39
1.3.1. Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri	39
1.3.2. FORGE – Fate of Repository Gases	42
1.3.3. Forschungsprojekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich»	42
1.4. Mensch, Organisation und Sicherheitskultur	45
1.4.1. Human Reliability Analysis	45
1.4.2. OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation MTO	46
1.4.3. Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer Kernkraftwerken	47
2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen	49
2.1. Vorkommnisse mit Kränen und Hebezeugen	50
2.2. Nicht vollständig betriebsbereites Reaktorschutzsystem im schwedischen Kernkraftwerk Ringhals 1	51
2.3. Störung des Kühlwassereinlaufs aus dem Fluss bei französischen Anlagen	52
2.4. Erfahrungen beim Neubau von Kernkraftwerken in Finnland und Frankreich	53

3. Internationale Zusammenarbeit	55
3.1. Internationale Übereinkommen	56
3.1.1. Übereinkommen über nukleare Sicherheit	56
3.1.2. Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle	57
3.1.3. OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	57
3.2. Multilaterale Zusammenarbeit	57
3.2.1. Internationale Atomenergieagentur IAEA	57
3.2.2. Kernenergieagentur NEA der OECD	59
3.3. Behördenorganisationen	64
3.3.1. Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	64
3.3.2. European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	64
3.3.3. Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programs (NERS)	65
3.3.4. EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	65
3.3.5. International Electrotechnical Commission	66
3.4. Bilaterale Zusammenarbeit	66
3.4.1. Gemischte Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	66
3.4.2. Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	67
3.4.3. Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	68
3.4.4. Forschungszusammenarbeit mit den USA	68
3.4.5. Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz	68
4. Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	69
4.1. Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen	69
4.2. Richtlinien	69
4.2.1. Richtlinie G03 – Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis	69
4.2.2. Richtlinie G11 – Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage	70
4.2.3. Richtlinie G14 – Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	70
4.2.4. Richtlinie A01 – Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse	70
4.2.5. Richtlinie A05 – Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität	70
4.2.6. Richtlinie B04 – Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen	70
4.2.7. Richtlinie B06 – Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung	71
4.2.8. Richtlinie B12 – Notfallschutz in Kernanlagen	71
5. Strategie und Ausblick	73
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	75
Anhang B: Mitgliedschaften des ENSI in internationalen Gremien	205
Anhang C: Publikationen und Vorträge 2009	209
Anhang D: Richtlinien des ENSI/Guidelines of ENSI	215

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 vier Jahresberichte. Diese Berichte – der Aufsichtsbericht, der Strahlenschutzbericht, der Geschäftsbericht 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 Geschäftsbericht gibt Auskunft über die Finanzsituation des ENSI und über die Zwischenbewertung der in der Leistungsvereinbarung getroffenen Ziele.
- 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

Im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung vergibt und koordiniert das ENSI Forschungsaufträge mit dem Ziel, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für die Aufgaben der Aufsicht verfügbar zu machen. Die regulatorische Sicherheitsforschung richtet sich nach den aktuellen und zeitlich absehbaren Problemstellungen der Aufsicht. Das ENSI unterstützt zurzeit nationale und internationale Forschungsprojekte in den vier Themenbereichen «Reaktorsicherheit», «Strahlenschutz», «Transport und Entsorgung» sowie «Mensch, Organisation und Sicherheitskultur». Ein Abriss der Forschungsprojekte mit einer Bewertung ihrer Bedeutung für die Sicherheit findet sich in Kapitel 1, eine ausführliche wissenschaftliche Beschreibung ist im Anhang A aufgeführt.

- Im Bereich der **Reaktorsicherheit** stehen die Materialforschung für die Alterungsüberwachung sowie die Forschung über Stör- und Unfälle zur Weiterentwicklung von Sicherheitsanalysen im Vordergrund. Auf dem Gebiet der Materialforschung unterstützt das ENSI Projekte, die sich mit Alterungsmechanismen wie Ermüdung, Korrosion, Versprödung und Risswachstum unter verschiedenen Umgebungsbedingungen befassen. Im Bereich der Sicherheits- und Zuverlässigkeitsanalysen sind dies beispielsweise Themen zur Wechselwirkung der Kernschmelze mit Wasser und Beton und die Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen. Zudem beteiligt sich das ENSI an einer Reihe von internationalen Datenbankprojekten und erhält so Information über die Ursachen, Häufigkeiten und Verläufe verschiedener Störfälle.
- Der **Strahlenschutz** dient dem Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Umgebung der Kernanlagen vor ionisierender Strahlung. Dabei spielt auch die Präzisionsmesstechnik eine wichtige Rolle. Das ENSI fördert deshalb die Weiterentwicklung der Dosimetrie und der Radioanalytik. Eine grosse Bedeutung hat auch die ständige Verfeinerung der Methoden, mit denen die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung überwacht werden.
- Im Bereich **Transport und Entsorgung** beteiligt sich das ENSI an der Untersuchung geeigneter geologischer Schichten für die Tiefenlagerung radio-

aktiver Abfälle. Im Felslabor Mont Terri werden die geologischen, hydrogeologischen, geochemischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opalinustons untersucht. Dabei unterstützt das ENSI ein Experiment, das die Klüfte in der Auflockerungszone charakterisiert, die beim Ausbruch des Stollens entstehen. Die in einem Tiefenlager ablaufenden chemischen Reaktionen und physikalischen Transportprozesse werden ebenso betrachtet wie die Bewirtschaftung aller radioaktiven Abfälle.

- Der **Mensch**, die **Organisation** und die **Sicherheitskultur** haben einen wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit einer Kernanlage. Diese Aspekte haben in der Aufsichtstätigkeit in den vergangenen Jahren an Bedeutung gewonnen. Die dazu vom ENSI unterstützten Forschungsprojekte beschäftigen sich unter anderem mit dem Einfluss menschlicher Handlungen in Störfallsituationen und mit Anforderungsprofilen für das Personal im Kommandoraum von Kernkraftwerken.

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 Erfahrungs- und Forschungsbericht ist eine Auswahl besonders lehrreicher ausländischer Ereignisse beschrieben. Die Ereignisse wurden analysiert mit dem Ziel, ihre Relevanz für die Schweizer Kernanlagen zu überprüfen. Die wichtigsten Ergebnisse sind aus Sicht des ENSI folgende:

- **Vorkommnisse mit Kränen und Hebezeugen:** Das ENSI hat erkannt, dass global gesehen die Vorkommnisse bei der Bewegung von Lasten zunehmen. Auch in der Schweiz kam es im Berichtsjahr zu einem meldepflichtigen Vorkommnis mit Hebezeugen bei der Zwischenlager Würenlingen AG (ZWILAG, Details siehe ENSI-Aufsichtsbericht 2009). Das ENSI wird deshalb seine Aufsicht im Bereich Kräne und Hebezeuge intensivieren.

■ Nicht vollständig betriebsbereites Reaktorschutzsystem im schwedischen Kernkraftwerk Ringhals 1:

Erst nach 72 Tagen Leistungsbetrieb wurde bemerkt, dass die automatische Anregung des Isolationssystems des Sicherheitsbehälters nicht betriebsbereit war. Nach Reparaturarbeiten wurden fälschlicherweise Überbrückungen im Reaktorschutzsystem nicht ordnungsgemäss entfernt. Die im Anschluss an das Vorkommnis durchgeführten Untersuchungen zeigten, dass die Verantwortlichkeit zwischen Bedien- und Instandhaltungspersonal unklar geregelt waren. Das ENSI geht nach einer Überprüfung zwar davon aus, dass auch in der Schweiz ein vergleichbares Vorkommnis nicht vollständig ausgeschlossen werden kann. Doch würde ein solcher Fehler bei den vorgeschriebenen Funktionstests mit hoher Wahrscheinlichkeit aufgedeckt. Dennoch legte das ENSI grossen Wert darauf, dass die Anlagen den Vorfall zur Kenntnis nehmen.

■ Gestörter Kühlwassereinlauf bei französischen Kernkraftwerken:

Nach starken Regenfällen kam es in der Anlage Cruas 4 zur Verstopfung der Einlassfilter der Wasserfassung, die zum Ausfall der Hauptwärmesenke führte. Im KKW Fessenheim 2 gelangten Pflanzenreste ins Kühlwassersystem, nachdem die Reinigungsanlage versagte. Die Überprüfungen ergaben bislang, dass die Schweizer Kernkraftwerke bei einem vergleichbaren auslösenden Ereignis dank eigenen Brunnenwasserfassungen oder diversitären Ansaugstellen im Kühlwasserauslauf in einen sicheren Zustand gebracht werden können.

■ Erfahrungen beim Neubau von Kernkraftwerken in Olkiluoto (Finnland) und Flamanville (Frankreich):

Bei den dortigen Neubauten sind in den vergangenen Jahren Mängel und Vorkommnisse bekannt geworden. Sie bezogen sich auf Probleme bei Betonierarbeiten und nicht ausreichende Vorgaben für Schweissarbeiten. Mehrere Delegationen des ENSI haben die Baustellen vor Ort besucht und sich bei den jeweiligen Behörden über ihre Erfahrungen informiert. Das ENSI wird ein neues Aufsichtskonzept für den Bau von Kernkraftwerken erarbeiten und in organisatorischer und personeller Hinsicht Vorsorge treffen, um auf Neubauten in der Schweiz rechtzeitig vorbereitet zu sein.

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 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.

Besonders hervorzuheben war im Berichtsjahr die 3. Überprüfungskonferenz zum Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Joint Convention), die vom 11. bis 20. Mai 2009 bei der IAEA in Wien stattfand. Dabei erhielt die Schweiz gute Noten für ihren Länderbericht. Insbesondere wurde von den anderen Staaten das transparente Sachplanverfahren mit Partizipation von Öffentlichkeit und Nachbarländern hervorgehoben. Auch das Forschungsprogramm mit den beiden Felslabors Mont Terri und Grimsel wurde positiv aufgenommen.

Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Seit 1. Januar 2009 ist das ENSI eine öffentlich-rechtliche Anstalt, die direkt dem Bundesrat unterstellt ist. Damit wurde eine wesentliche Forderung der IAEA und des schweizerischen Kernenergiegesetzes an die Unabhängigkeit der nuklearen Aufsichtsbehörde erfüllt.

Die in diesem Zusammenhang begonnene Überarbeitung des Regelwerks wurde auch im Jahr 2009 weitergeführt. Dabei wird das bestehende Regelwerk den Anforderungen der neuen Kernenergiegesetzgebung angepasst und gleichzeitig mit den internationalen Standards abgestimmt. Im Jahre 2009 trat eine neue, auf dem Kernenergiegesetz basierende Verordnung in Kraft. Zudem wurden vom ENSI acht neu erarbeitete oder revidierte Richtlinien verabschiedet.

Résumé

Recherche en matière de sûreté nucléaire

Dans le cadre de la recherche en matière de sûreté nucléaire, l'IFSN confie et coordonne des mandats de recherche avec pour objectif de connaître et d'étendre les connaissances techniques et scientifiques actuelles, ainsi que de les mettre à disposition pour les tâches inhérentes à la surveillance. La recherche en matière de sûreté nucléaire est tributaire des problèmes de surveillance actuels et à venir prévisibles. L'IFSN poursuit actuellement des projets de recherche à l'échelle nationale et internationale dans les quatre domaines suivants: «sûreté des réacteurs», «protection contre le rayonnement», «transport et gestion des déchets», «facteur humain, organisation et culture de la sûreté». Le chapitre 1 en donne une rapide description et en évalue l'importance au niveau de la sûreté. Une description scientifique détaillée de ces projets figure dans l'annexe A.

- La **sûreté des réacteurs** vise d'abord la recherche sur les matériaux pour la surveillance du vieillissement, mais aussi la recherche sur les incidents et les accidents en vue du perfectionnement des analyses de sûreté. Dans le domaine de la recherche sur les matériaux, l'IFSN soutient des projets liés à des mécanismes de vieillissement tels que fatigue des matériaux, corrosion, fragilisation et propagation de fissures dans différents milieux. Dans le domaine des analyses de sûreté et de fiabilité, l'interaction de la fusion du cœur avec l'eau et le béton ainsi que le perfectionnement de méthodes et de programmes informatiques sont notamment concernés. L'IFSN participe par ailleurs à toute une série de projets internationaux de banques de données, ce qui lui permet d'accéder à des informations sur l'origine, la fréquence et le déroulement de différentes pannes.
- La **protection contre le rayonnement** vise la protection du personnel, de la population et du voisinage des installations nucléaires contre le rayonnement ionisant. La technique de mesure de précision joue ici aussi un rôle important. L'IFSN encourage donc le perfectionnement des techniques dosimétriques et radioanalytiques. L'amélioration constante des méthodes de surveillance des rejets de substances radioactives dans l'environnement est elle aussi très importante.

- Dans le domaine du **transport et de la gestion des déchets**, l'IFSN participe à l'analyse de couches géologiques convenant au stockage en profondeur de déchets radioactifs. Les caractéristiques géologiques, hydrogéologiques, géochimiques et géomécaniques des argiles à Opalinus sont analysées au Laboratoire souterrain du Mont Terri. Dans le cadre de ce projet, l'IFSN soutient une expérience de caractérisation des fissures en zone de décompression résultant de l'excavation de la galerie. On tient compte tant des réactions chimiques et des processus de transport physique se déroulant dans un dépôt profond que de la gestion de tous les déchets radioactifs.
- Le **facteur humain, l'organisation et la culture de la sûreté** exercent une influence essentielle sur la sûreté d'une installation nucléaire. On a reconnu ces dernières années l'importance croissante de ces aspects dans les activités de surveillance. Les projets de recherche soutenus par l'IFSN dans ces domaines visent notamment l'étude de l'influence du facteur humain en cas d'incidents et l'analyse des profils requis pour le personnel travaillant dans la salle de commande d'une centrale nucléaire.

Événements instructifs survenus dans des installations nucléaires à l'étranger

Les événements qui se produisent dans les 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 de la conception 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 sur les expériences et la recherche décrit une sélection d'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:

- **Événements avec grues et engins de levage:** l'IFSN a identifié une augmentation globale des événements avec le déplacement de charges. Au cours

de l'exercice sous revue, la Suisse a notifié un événement avec engins de levage au dépôt intermédiaire de Würenlingen AG (ZWILAG, voir détails dans le rapport de surveillance 2009 de l'IFSN). L'IFSN intensifiera donc sa surveillance au niveau des grues et des engins de levage.

■ **Système de protection du réacteur incomplètement opérationnel dans la centrale nucléaire suédoise de Ringhals 1:** ce n'est qu'au bout de 72 jours de fonctionnement en puissance qu'on a remarqué que l'entraînement automatique du système d'isolation de l'enceinte de confinement n'était pas opérationnel. Suite à des travaux de réparation, on n'avait par erreur pas enlevé certains pontages dans le système de protection du réacteur. Les examens réalisés ensuite ont montré que les responsabilités du personnel de service et du personnel d'entretien n'étaient pas réglées clairement. Après vérification, l'IFSN part certes du fait qu'un événement comparable ne peut pas être totalement exclu en Suisse, mais qu'une telle erreur serait très vraisemblablement décelée lors des tests de fonctionnement prescrits. L'IFSN a néanmoins largement tenu à ce que les installations aient connaissance de cet événement.

■ **Perturbation du système de refroidissement dans des centrales nucléaires françaises:** de fortes pluies ont conduit à l'obturation des filtres de prise d'eau dans l'installation Cruas 4, ce qui a conduit à l'arrêt du dissipateur thermique principal. Dans la centrale nucléaire de Fessenheim 2, des débris végétaux ont été charriés dans le système de refroidissement, suite à la panne de la station d'épuration. Il ressort aujourd'hui des contrôles que les centrales nucléaires suisses peuvent être sécurisées en cas d'événements comparables, grâce à de propres prises d'eau ou à différents points d'admission dans la prise d'eau de refroidissement.

■ **Expériences de la construction de nouvelles centrales nucléaires à Olkiluoto (Finlande) et Flamanville (France):** ces dernières années, ces nouvelles constructions ont connu des défaillances et des incidents. Ils concernent des problèmes liés aux travaux de bétonnage et à l'insuffisance des données pour les travaux de soudure. Plusieurs délégations de l'IFSN se sont rendues sur place et les autorités concernées leur ont fait part de leurs expériences. L'IFSN élaborera un nouveau concept de surveillance pour la construction de centrales nucléaires et prévoi-

ra tout ce qu'il faut au niveau de l'organisation et du personnel pour que la Suisse soit prête à temps pour de nouvelles constructions.

Coopération internationale

En coopérant avec des organisations internationales et des autorités de surveillance de l'étranger, l'IFSN s'assure qu'en matière de sûreté 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 sûreté nucléaire élevés de la Suisse aux efforts d'harmonisation internationaux.

L'exercice 2009 a été marqué par la 3^{ème} réunion d'examen de la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs (Joint Convention), qui s'est déroulée du 11 au 20 mai à l'AIEA à Vienne. Le rapport de synthèse national de la Suisse a été bien noté. Les pays participants ont relevé notamment la procédure du plan sectoriel, sa transparence et la participation de la population et des pays voisins. Le programme de recherche poursuivi dans les deux laboratoires souterrains du Mont Terri et du Grimsel a été lui aussi accueilli positivement.

Changement et évolution des bases de la surveillance nucléaire

Depuis le 1^{er} janvier 2009, l'IFSN est une institution de droit public directement soumise au Conseil fédéral. On répondait ainsi à une demande essentielle de l'AIEA et de la loi suisse sur l'énergie nucléaire en matière d'indépendance des autorités de surveillance nucléaire.

La révision des règlements commencée dans ce contexte s'est poursuivie tout au long de l'année. Les règlements en place sont adaptés aux exigences de la nouvelle législation sur l'énergie nucléaire et, dans le même temps, harmonisés aux normes internationales. Une nouvelle ordonnance basée sur la loi sur l'énergie nucléaire est entrée en vigueur en 2009. Par ailleurs, l'IFSN a adopté huit directives nouvelles ou révisées.

Summary

Research into regulatory safety

In terms of research into regulatory safety, ENSI awards and coordinates research projects designed to identify and develop current scientific knowledge and expertise and to make the results available to the regulatory process. This research is geared to current regulatory issues and those likely to be relevant in the foreseeable future. ENSI currently supports national and international research in four different areas: «Reactor Safety», «Radiological Protection», «Transport and Waste Management» and «Human influence, Organisation and Safety Culture». Chapter 1 of this report contains a brief summary of these research projects together with an evaluation of their relevance to safety. Appendix A contains a detailed scientific description of the research.

- Research in **reactor safety** focuses primarily on materials research of relevance to the monitoring of ageing mechanisms together with research into incidents and accidents and their relevance to improvements in safety analyses. In the field of materials research, ENSI supports projects investigating ageing mechanisms such as fatigue, corrosion, embrittlement and the development of cracks under a range of environmental conditions. In its research into safety and reliability analyses, it investigates issues such as the interaction between core meltdown and water and concrete and the development of methodologies and software. In addition, ENSI is a partner in a range of international database projects giving it access to information on the causes, frequency and characteristics of individual incidents.
- The aim of **radiological protection** is to protect personnel, local people and the environment in the vicinity of nuclear facilities from ionising radiation. Accurate metrology is crucial here and so ENSI supports research into dosimetry and radio analysis. Another area of particular importance is research designed to improve the methodologies used to monitor the release of radioactive materials into the environment.
- In the area **of transport and waste management**, ENSI is a partner in research investigating the suitability of geological strata for the deep storage of radioactive waste. Experiments are being conducted at the Mont Terri Rock Laboratory into the geological, hydro-geological, geochemical and rock-mechanical

properties of the Opalinus clay. As part of this project, ENSI is supporting an experiment designed to characterise the fracture generation in the excavation damage zone of a gallery triggered by stress changes in the surrounding rock. The research is also looking at the chemical reactions occurring in a deep repository, together with the physical transport processes and the management of all radioactive waste.

- **Human influence, organisation and safety culture** all play a major role in nuclear safety and these issues have become increasingly important in recent years. The projects supported by ENSI include research into the influence of human behaviour on incident management together with the development of requirement profiles for staff in the control rooms of nuclear power stations.

Instructive events from nuclear facilities abroad

Incidents in nuclear facilities are an important element of operating experience as they provide concrete data on shortcomings and the potential for improvements in all areas of design and operation. Information on incidents in Swiss nuclear facilities is included in ENSI's Surveillance Report. The Research and Experience Report provides information on a selection of particularly instructive incidents in nuclear facilities outside Switzerland. The results were analysed in order to identify any relevance for Swiss nuclear facilities. From ENSI's perspective the main outcomes were as follows:

- **Incidents involving cranes and other lifting devices:** ENSI has noted that there has been increase worldwide in the number of incidents involving the transport of loads. Switzerland has not been exempt and the Interim Storage Facility of Würenlingen AG (ZWILAG) reported a notifiable event in 2009 involving a lifting device (see the ENSI Surveillance Report 2009). ENSI has decided, therefore, to increase its surveillance of cranes and other lifting devices.
- **Reactor protection system at the Ringhals nuclear power plant (NPP) in Sweden not fully operational:** The plant had been operating at power for 72 days before it was discovered that the automatic initiation of the containment isolation system was not

operational. Following repairs and as a result of an error, the bypasses in the reactor protection system were not correctly removed. Investigations following the incident identified the absence of a clear demarcation between the responsibilities of operating and maintenance personnel. Following an investigation by ENSI, it was concluded that we could not fully exclude that a similar incident might occur in Switzerland. However, if such an error were to occur, it is very likely that it would be picked up during the obligatory functionality check. Nevertheless, ENSI considered it important that facilities took note of this incident.

■ **Blockage of a cooling water intake at a NPP in**

France: Following heavy rain, debris blocked the cooling water intake at the Cruas 4 NPP; this caused the main water sink to fail. At the Fessenheim 2 NPP, plant residues found their way into the cooling water system after the cleaning system failed. As a result of investigations to date, it has been concluded that if such an incident were to occur in Switzerland, the plant could be made safe because the Swiss nuclear power plants are fed with water from their own wells or from additional intake points in the cooling water outlet.

■ **Experience obtained from the construction of new NPPs at Olkiluoto (Finland) and Flamanville**

(France): In recent years, there have been defects and incidents in these new plants relating to concreting work and inadequate welding specifications. Several ENSI delegations have visited the sites to obtain further information from the local authorities. ENSI will develop a new surveillance concept for the construction of new NPPs and take preventive measures relating to both organisational structures and personnel to ensure that Switzerland is properly prepared in time for any new builds.

International cooperation

By cooperating with international organisations and regulatory bodies, ENSI ensures that Switzerland remains 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 in Switzerland. For the year under review, particular reference should be made to the 3rd Review Conference of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. At this Conference, which was held at IAEA offices in Vienna from 11 to 20 May 2009, Switzerland received a rating of "good" for its Country Report. In particular, other countries welcomed the transparency of the master plan procedure and the participation of the public and neighbouring countries. The research programme at the rock laboratories of Mont Terri and Grimsel also received a positive reception.

Changes and improvements to the nuclear surveillance framework

Since 1 January 2009, ENSI has been a body constituted under public law reporting direct to the Federal Council and so Switzerland now complies with one of the main requirements of both the IAEA and the Swiss Nuclear Energy Act, i.e. that the nuclear regulatory body should be independent.

The revision of ordinances and guidelines continued in 2009. This work is necessary to ensure that existing ordinances and guidelines are amended to accord with the recent legislation on nuclear energy and also are harmonised with international standards. A new ordinance based on the Nuclear Energy Act took effect in 2009 and in addition, ENSI completed 8 guidelines, either new or revisions.

1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Die Regulatorische Sicherheitsforschung umfasst die von staatlichen Behörden unterstützte Forschung zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit. In diesem Rahmen vergibt und koordiniert das ENSI Forschungsaufträge mit dem Ziel, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für seine Aufsichtstätigkeit verfügbar zu machen. 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.

Das ENSI beteiligt sich gezielt an schweizerischen Forschungsprojekten und leistet damit einen Beitrag zum Aufbau und zum Erhalt des Wissens und zur Nachwuchsförderung in der Schweiz. Zudem beteiligt es sich an internationalen Forschungsvorhaben. Dadurch erhält das ENSI breit abgesicherte Ergebnisse und kann Synergien nutzen. Das vorliegende Kapitel beinhaltet die vom ENSI unterstützten Projekte mit besonderem Blick auf Praxisrelevanz und Zielerreichung.

1.1. Reaktorsicherheit

1.1.1. KORA-II – Korrosionsrisswachstum in austenitischen Strukturwerkstoffen

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

KORA beschäftigt sich mit den Schädigungsmechanismen der Spannungsrisskorrosion und der Korrosionsermüdung. Spannungsrisskorrosion kann dann stattfinden, wenn mechanische Belastungen (z.B. Spannungen), eine bestimmte chemische Umgebung (z.B. heisses Wasser mit Chloriden) und ein bestimmter Werkstoff (z.B. Nickelbasis-Legierungen) aufeinander treffen. In ungünstigen Fällen können dann lange und dünne verzweigte Risse entstehen. Diese sind oft nicht mit dem Auge erkennbar, da kaum Korrosionsprodukte (wie etwa Rost) entstehen. Korrosionsermüdung ist eine weitere, ähn-

liche Form des umgebungsbedingten Risswachstums, in der die mechanische Belastung zyklisch erfolgt.

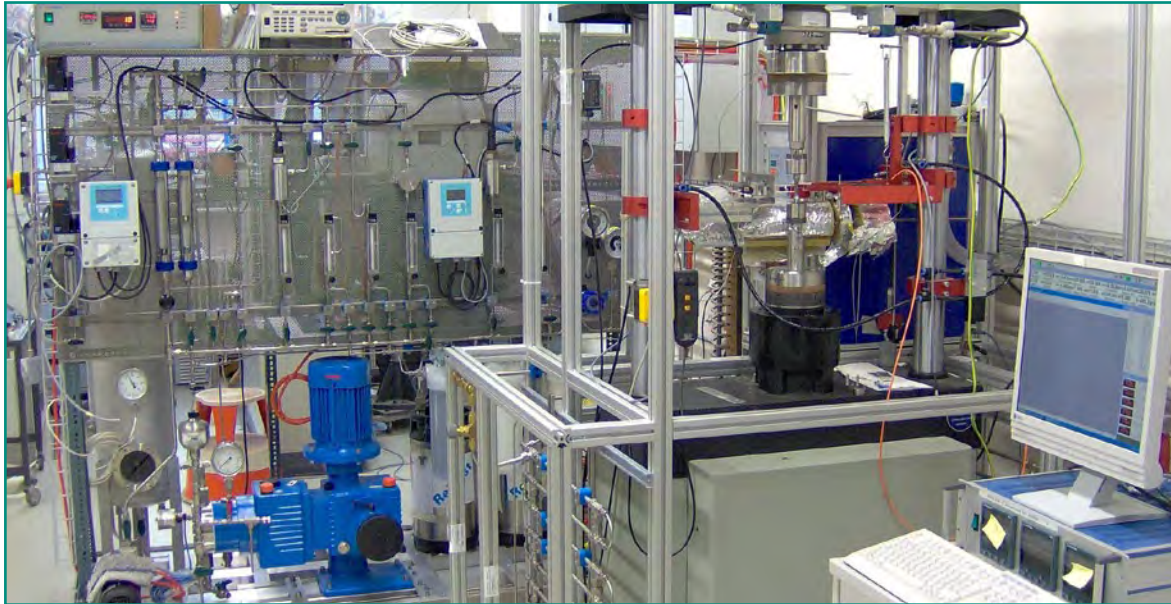
Als Fortsetzung von KORA-I wurde das Projekt KORA-II mit einer Laufzeit von drei Jahren gestartet. Damit wird die im PSI aufgebaute wissenschaftliche Kompetenz und komplexe Messtechnik (Materialproben in Autoklaven unter simulierten Kraftwerks-Bedingungen für Wasserchemie und mechanische Belastung) auf 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 Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Teilprojekt I: Korrosionsermüdung in austenitischen Stählen

Die im KORA-I-Projekt durchgeführten Untersuchungen zum Thema Schwingrisskorrosion wurden bei regelmäßiger zyklischer Beanspruchung durchgeführt, die nur bedingt den tatsächlichen Betriebsbedingungen entspricht. Daher wurde in weiteren Experimenten der Effekt von Haltezeiten auf die Rissinitiierung von Ermüdungsrissen unter Mediumseinfluss untersucht. Insbesondere wurden relativ lange Phasen konstanter Belastung im Anschluss an eine Folge schnell ablaufender Transienten nachgefahren. Dabei wurden wissenschaftlich aufschlussreiche Erkenntnisse zum Verständnis der Rissinitiierung an den zwei untersuchten Stählen durch den Einsatz moderner Analysemethoden gewonnen. Es zeigten sich für die untersuchten Stähle unterschiedliche mikrostrukturelle Initiierungsvorgänge. Die gewonnenen Versuchsergebnisse können zum besseren Verständnis der mikrostrukturellen Prozesse der Rissinitiierung und deren Einflussgrößen beitragen.

2009 wurden im Rahmen des neuen Projekts zwei neue Prüfstände konzipiert, von denen einer bereits aufgebaut ist (Figur 1). Die neuen Prüfstände sind für die Durchführung von Versuchen an durchströmten Hohlproben unter komplexen thermomechanischen Belastungsbedingungen ausgelegt. Dazu wurde ein mechanischer Prüfstand mit Induktionsheizung und moderner Regelungstechnik für Druck, Temperatur und Proben-
dehnung ausgerüstet. Mit dieser Versuchsanordnung



Figur 1: Die neu entwickelte Einrichtung für Versuche zur thermomechanischen Ermüdung von Werkstoffen unter Umgebungs- und Lastbedingungen im KKW. (Quelle: PSI)

ist es möglich, spezielle Untersuchungen zur Schwingrisskorrosion durchzuführen unter Umgebungs- und Lastbedingungen, die den tatsächlichen Verhältnissen an Komponenten im Kernkraftwerk sehr nahe kommen.

Teilprojekt II: Spannungsrisskorrosion in Mischnähten

Ein weiterer Schwerpunkt des neuen Projektes sind Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion an Mischnähten (Kombination von Nickelbasislegierung und niedriglegiertem ferritischem Stahl). Dazu wurden Testplatten mit einer Schweissverbindung (Inconel-182) nach strengen Qualitätskriterien hergestellt. Die massive Wanddicke der Platten ermöglicht die Fertigung von relativ grossen Referenzkörpern. Damit können sowohl unterschiedliche Orientierungen der Mischnaht zur Lastachse im Probenkörper wie auch die Herstellung neuartiger Referenzkörper für zerstörungsfreie Prüfungen realisiert werden.

Im Rahmen des neuen Projekts ist die Fertigung von Referenzkörpern mit realitätsnahen Rissen in Mischnähten aus Inconel-182 für zerstörungsfreie Untersuchungen vorgesehen. Dazu wurde eine neuartige Probengeometrie basierend auf einer konventionellen Bruchmechanikprobe entwickelt. Mit einem dafür angepassten Lastrahmen können die neuen Proben in den bestehenden Autoklaven belastet werden. Sobald der Riss auf eine gewünschte Rissgrösse im Referenzkörper gewachsen ist, wird der Versuch beendet. Sehr anspruchsvoll ist

die Bestimmung der Fehlertiefe mittels Ultraschall- und Wirbelstromverfahren. Dies liegt an der ausgeprägten Rissverzweigung und der hohen Rauigkeit der typischen Spannungsrissskorrosion in Mischnähten. Die neuen Referenzkörper mit diesen realitätsnahen Fehlern sollen dazu beitragen, die Prüftechnik weiter zu entwickeln. Die Untersuchungen zum Ausbreitungsverhalten von Spannungskorrosionsrissen im Grenzbereich zwischen dem Schweissmaterial Inconel-182 und dem ferritischen Stahl des Reaktor Druckbehälters (RDB) sind weiter fortgesetzt worden. Untersuchungsschwerpunkte sind die Charakterisierung des Rissausbreitungsverhaltens bei hohen Beanspruchungen sowie Analysen zum Einfluss des Schwefelgehalts des ferritischen RDB-Stahls. Im Rahmen des neuen Projekts wurden weitere Bruchmechanikproben gefertigt. Dabei wurden vor allem gezielt RDB-Stähle mit unterschiedlich hohem Schwefelgehalt verwendet.

Teilprojekt III: Initiierung von Spannungskorrosionsrissen in rostfreien und niedrig legierten Stählen

Ein weiteres Forschungsthema behandelt die zerstörungsfreie Bestimmung der technischen Rissinitiierung von Spannungskorrosionsrissen. Dazu wurde die im KORA-I-Projekt aufgebaute Messtechnik zum elektrochemischen Rauschen weiter optimiert. Es konnte gezeigt werden, dass unter bestimmten Bedingungen die Methode in der Lage ist, die technische Rissinitiierung

im Labormassstab zu bestimmen. Zur Optimierung der Messtechnik wurden weitere Untersuchungen zum Einfluss des Abstandes zwischen Referenzelektrode und Probenoberfläche durchgeführt, um die praktische Anwendbarkeit der elektrochemischen Rauschtechnik zu verbessern. Die experimentellen Untersuchungen wurden ergänzt durch den Aufbau einer neuartigen mikrokapillaren Messtechnik, die eine punktuelle Erfassung der elektrochemischen Vorgänge bei den Rissinitiierungs-Vorgängen ermöglicht. Dazu wurden theoretische Arbeiten, aber auch erste praktische Versuche in Zusammenarbeit mit der Eidgenössischen Materialprüfungsanstalt (EMPA) durchgeführt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt KORA-II leistet einen Beitrag zu aktuellen Fragestellungen 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 Ermüdungsschäden aufgetreten, deren Ursache ausschliesslich auf den Umgebungseffekt zurückzuführen wäre. Dennoch bleibt der Umgebungseinfluss bei der Ermüdung austenitischer Reaktorstähle ein aktuelles Thema, insbesondere im Zusammenhang mit dem Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken.

Aufgrund von Schadensfällen in ausländischen Kernkraftwerken an Inconel-182-Mischnähten besteht weiterhin ein besonderes Interesse daran, die Einflussgrößen zum Ausbreitungsverhalten dieser Risse möglichst gut zu bestimmen. Auch der Aspekt der zerstörungsfreien Prüfung an diesen Rissen ist von Wichtigkeit. Mit den jetzt gefertigten neuen Referenzproben kann ein Beitrag zur Optimierung der Prüftechnik geleistet werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im ersten Berichtsjahr des KORA-II-Projektes wurden für die drei Teilprojekte jeweils substantielle experimentelle Weiterentwicklungen geplant und umgesetzt. Entsprechend dem Projektplan sind für das zweite Berichtsjahr von KORA-II eine Vielzahl an Versuchen und Experimenten geplant.

Wichtig ist die internationale Anbindung des Forschungsprojekts KORA-II. Dies ist insbesondere für die im Rahmen des Teilprojekts «Spannungsrissskorrosion in Mischnähten» geplanten Referenzkörper für zerstö-

rungsfreie Prüfungen von Bedeutung. Es ist daher vorgesehen, diese Arbeiten in das Nachfolgeprojekt von PINC (Program for Inspection of Nickel-Alloy Components) zu integrieren, welches unter Federführung der amerikanischen Aufsichtsbehörde (NRC) vorbereitet wird. Weiterhin sind auch Referenzmessungen mit einer modernen Ultraschall-Tauchtechnikanlage geplant, die beim industriellen Partner Alstom durchgeführt werden. Die Ergebnisse des Forschungsprojekts KORA-II sollen auch angewendet werden, um die Anforderungen der Behörde an die Ermüdungsüberwachung für den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke festzulegen. In diesem Zusammenhang sind insbesondere die behördlichen Anforderungen in der neuen ENSI-Richtlinie zur Alterungsüberwachung ENSI-B01 von Bedeutung.

1.1.2. PISA – Reaktordruckbehälter: Integrität und Sicherheitsanalysen

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

Als Voraussetzung für den geplanten Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke ist unter anderem nachzuweisen, dass für Laufzeiten über 40 Jahre hinaus die Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) für Normalbetrieb, Betriebsstörungen und postulierte Störfälle gewährleistet bleibt. Im Jahr 2009 wurde das neue Projekt PISA begonnen, das den Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Sprödbruchsicherheitsnachweise des RDB analysieren 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 zerstörungsfrei zu bestimmen,
- Erstellen einer Literaturstudie zum aktuellen Kenntnisstand der Schädigungsmechanismen und zu Modellen der mikrostrukturellen Vorgänge bei Neutronenbestrahlung von RDB-Stählen,
- Untersuchungen von probabilistischen Methoden, die im Rahmen der Sicherheits- und Sprödbruch-Sicherheitsnachweise des RDB eingesetzt werden können.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Im Rahmen des Vorgängerprojekts Diagnostik wurden in einer Machbarkeitsstudie einige Messmethoden daraufhin untersucht, ob der Effekt der Neutronenversprödung von RDB-Stählen durch zerstörungsfrei ermittelte Kenngrößen reproduzierbar charakterisiert werden kann. Als Ergebnis der Untersuchungen wurde insbesondere die Messung des thermoelektrischen Effekts (Seebeck-Koeffizient) als aussichtsreiche Methode eingestuft. Hierbei konnten u.a. auch Korrelationen zu den an Kerbschlagbiegeproben zerstörend bestimmten mechanischen Kenngrößen, die zur Charakterisierung der Neutronenversprödung verwendet werden, gefunden werden. Generell konnte gezeigt werden, dass ein grundsätzlicher Zusammenhang von Seebeck-Koeffizient und Versprödungsgrad des untersuchten RDB-Materials vorliegt. Als Weiterentwicklung der Methode ist im Rahmen des neuen Projekts vorgesehen, die Messtechnik zu verbessern. Es soll damit die Voraussetzung für belastbare Messungen an realen Bestrahlungsproben geschaffen werden.

Die ersten Messungen zeigten eine relativ grosse Streubreite der Ergebnisse. Im ersten Berichtsjahr des PISA-Projekts wurde daher der bisherige Versuchsaufbau modifiziert. Nun wird über ein deutlich grösseres Probenvolumen das Messsignal abgegriffen, und somit können besser lokale Werkstoffunterschiede ausgeglichen werden. Weiterhin wurde das Design der Kontaktstellen optimiert. Der verbesserte Messaufbau zeigte die gewünschte deutliche Reduzierung der Messwertstreuung. Insbesondere konnte die Reproduzierbarkeit für Einzelmessungen signifikant verbessert werden.

Weiterhin wurden im Berichtszeitraum eine Auswertung aktueller Veröffentlichungen zum Thema Sprödbruch-Sicherheitsnachweise des RDB gestartet und der aktuelle Kenntnisstand zu wichtigen Fragen zusammengestellt. Dazu gehören insbesondere: werkstoffkundliche Prozesse bei der Neutronenversprödung von RDB-Stählen, Einfluss bestimmter Legierungsbestandteile des RDB auf die Neutronenversprödung, Grösseneinfluss der Bestrahlungsproben bei der Übertragung bruchmechanischer Kenngrößen auf den RDB sowie Vorhersagemodelle zur Neutronenversprödung.

Im Rahmen des neuen Projekts wurde ebenfalls eine Literaturstudie zum aktuellen Kenntnisstand probabilistischer Methoden zur Sicherheits- und Integritätsbewertung des RDB durchgeführt. Analysiert wurde dazu ausgewählte japanische und amerikanische Software. Ziel ist eine Evaluierung dieser Software hinsichtlich Tauglichkeit für Sicherheitsanalysen auch im Zusam-

menhang mit der Werkstoffalterung. Dazu wurden verfügbare Vergleichstests ausgewertet. Von Interesse war dabei die Wahrscheinlichkeit einer Rissinitiierung unter Berücksichtigung von Rissorientierung und Werkstoff-Mikrostruktur. Zu diesem Thema wurden anschliessend am PSI geeignete Softwaremodule implementiert und erste eigene Parameterstudien durchgeführt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Strukturintegritäts-Nachweise 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 Wissensausbau (Forschung) auf dem Gebiet der Sprödbruch-Sicherheitsnachweise des RDB in der Schweiz sichergestellt werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im zweiten 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 Strukturintegritäts-Nachweise ist vorgesehen, eine erste Modelrechnung für eine PTS-Analyse (Pressurized Thermal Shock) an einem RDB durchzuführen. Dafür ist vorgesehen, die verfügbaren Eingangsparmeter eines Schweizer Kernkraftwerks zu verwenden.

1.1.3. Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktorbehältern für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken

Auftragnehmer: Forschungszentrum Dresden-Rossendorf

Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

Der Reaktordruckbehälter (RDB) ist Teil der druckführenden Umschliessung eines Kernkraftwerks und schliesst den Reaktorkern mit nahezu dem gesamten radioaktiven Inventar ein. Er fungiert als eine Hauptbarriere gegen den Austritt von Radioaktivität in die Umgebung. Der RDB gehört zu den Grosskomponenten eines Kernkraftwerks, die als nicht austauschbar gelten und deren Werkstoffzustand massgebend ist für die Lebensdauer des Kraftwerks.

Der RDB besteht aus verschiedenen Schmiederingen, die mit Mehrlagenschweissungen miteinander verbunden sind. Die während des Betriebs durch die Neutronenbestrahlung eintretende Zustandsänderung, insbesondere die Versprödung der RDB-Werkstoffe wird mit Überwachungsprogrammen beurteilt. In den laufenden Anlagen bestehen die Überwachungsprogramme aus Proben vom Grundwerkstoff des Schmiederings, dem Schweissgut und der Wärmeeinflusszone der Mehrlagenschweissnaht, welche im Bereich des Reaktorkerns liegen.

Diese Proben werden mit mechanischen Werkstoffprüfverfahren, dem Zugversuch, dem Fallgewichtsversuch nach Pellini und dem Kerbschlagbiegeversuch geprüft. Ziel ist es, eine materialspezifische Referenztemperatur und deren bestrahlungsinduzierte Verschiebung zur Justierung einer universellen Bruchzähigkeitskurve zu ermitteln. Dieses RT_{NDT} -Konzept ist ein indirektes und korrelatives Verfahren zur Ermittlung der Bruchzähigkeit von RDB-Werkstoffen.

Das ENSI als Aufsichtsbehörde ist vor allem an einer durchgängigen bruchmechanischen Bewertung interessiert, die neben der Beanspruchungsanalyse auch die Ermittlung der Materialkennwerte einschliesst. Das Masterkurve (MC)-Konzept empfiehlt sich dafür als ein geeignetes Werkzeug. Die MC beschreibt die Temperaturabhängigkeit der Bruchzähigkeit K_{Jc} im spröduktilen Übergangsbereich ferritischer Stähle auf probabilistischer Grundlage. Sie basiert auf einer statistisch definierten Universalkurve, die mit einer Referenztemperatur T_0 werkstoffspezifisch justiert werden kann. Das Konzept hat bereits mit dem US-amerikanischen Standard ASTM E1921 Eingang in die Regelwerke gefunden. Der ASTM-E1921-Standard umfasst die folgenden Elemente:

- Ermittlung der Bruchwahrscheinlichkeit von Proben,
- Vorhersage des Einflusses der Probengrösse auf die Bruchwahrscheinlichkeit,
- Bestimmung der Temperaturabhängigkeit der Bruchwahrscheinlichkeit.

Wie in den nuklearen Regelwerken festgelegt, gehört zum Nachweis der Sprödbruchsicherheit des RDB die Bestimmung der Bruchzähigkeit für den aktuellen Werkstoffzustand. Neben dem klassischen RT_{NDT} -Konzept zur Justierung der Bruchzähigkeitskurve auf der Temperaturachse infolge Materialversprödung wird international auch das RT_{T0} -Verfahren angewandt, das auf der Bestimmung der Sprödbruch-Referenztemperatur T_0 nach dem MC-Konzept basiert. Gemäss den Anforderungen des ENSI im neuen Regelwerk kann der Bewilligungsinhaber den Sprödbruch-Sicherheitsnachweis des RDB sowohl auf Grundlage des RT_{NDT} -Konzepts als auch des RT_{T0} -Konzepts führen. Die Ergebnisse des Forschungsprojektes tragen wesentlich dazu bei, einige noch offene Fragen bei der Anwendung des MC-Konzepts abzuklären und die Bedingungen für eine untere Grenzkurve der Bruchzähigkeit zu formulieren. Diese Anforderungen sind in der neuen Richtlinie zur Alterungsüberwachung ENSI-B01 festgelegt sowie Bestandteil der Nachweise zum Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Das Projekt wurde plangemäss am 31. Oktober 2009 abgeschlossen. Schwerpunkte der Arbeiten 2009 waren die vielfältigen Auswertungen der Ergebnisse einschliesslich der mikroskopischen Analysen der Bruchflächen der Versuchsproben.

Im Abschlussbericht wie auch im vorliegenden Jahresbericht (siehe Anhang A) sind die Ergebnisse nach den Arbeitspaketen zusammengestellt (Einflussgrössen Risslänge und Probendicke, Fortsetzung der MC im oberen Zäh-Spröd-Übergangsbereich, Einfluss des Probentyps auf die MC-Referenztemperatur T_0 , Einfluss der Risskonfiguration: Elektroerosivkerbe vs. Schwingriss). Schlussfolgerungen für die Anwendbarkeit der Prüfvorschrift HSK-AN-425 zur Durchführung und Auswertung von dynamischen bruchmechanischen Materialprüfungen an kleinen Proben wurden aus den Erfahrungen der durchgeführten Prüfungen formuliert. Entsprechende Empfehlungen zur Anwendung des MC-Konzepts sind im Abschlussbericht zusammenfassend dargestellt.

Die Untersuchungen konnten insgesamt zeigen, dass die MC-Referenztemperatur T_0 mit guter Genauigkeit unabhängig von der Probengrösse und Risslänge bestimmt werden kann. Bei der Anwendung von T_0 auf das Grenzkurven-Konzept der Bruchzähigkeit (Grundlage Sprödbruch-Sicherheitsnachweis) ergaben sich Differenzen der RT_{T0} bei Anwendung von Biegeproben und Kompaktzugproben von ca. 15 Kelvin, was bisherige in-

ternationale Ergebnisse bestätigt. Diese Differenzen sind relevant und müssen bei der Festlegung der unteren Grenzkurve der Bruchzähigkeit berücksichtigt werden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Ergebnisse dienen zur Aktualisierung der Prüfvorschrift HSK-AN-425 und zur Erstellung der Anforderungen für den Sprödbruch-Sicherheitsnachweis des RDB im neuen Regelwerk des ENSI (Richtlinie Alterungsüberwachung, ENSI-B01). Auf Grundlage der Ergebnisse des Projekts wurde in der ENSI-B01 festgelegt, dass zum Nachweis der Sprödbruch-Sicherheit des RDB sowohl das klassische RT_{NDT} - als auch das moderne RT_{T_0} -Konzept angewendet werden kann. Mit der Anwendung des RT_{T_0} -Konzepts wird dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprochen. Die Bestimmung der Referenztemperatur T_0 aus dem MC-Konzept erfolgt nach dem ASTM-Standard unter quasistatischen Belastungsbedingungen.

Zur Festlegung der unteren Grenzkurve der Bruchzähigkeit bei Anwendung von T_0 wurden aus dem Projekt folgende Regelungen abgeleitet:

- Wenn T_0 mit Kompaktzugproben bestimmt wurde, gilt: $RT_0 = T_0 + 40\text{K}$
- Wenn T_0 mit Kerbschlag-Biegeproben bestimmt wurde, gilt: $RT_0 = T_0 + 55\text{K}$

Somit stehen experimentell abgesicherte Anforderungen für den Sprödbruch-Sicherheitsnachweis zur Verfügung, die eine redundante Nachweisführung zur bisherigen Vorgehensweise nach dem RT_{NDT} -Konzept gestatten. Besondere Bedeutung für die Anwendung des bruchmechanischen Masterkurvenkonzepts besteht für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken. Hier kann überprüft werden, ob die bisherigen indirekten Bruchzähigkeits-Nachweise ausreichend konservativ und wie hoch die Sicherheitsmargen gegenüber Sprödbruch sind.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das in der Neutronenversprödung führende RDB-Material kann sowohl das Grund- als auch das Schweissmaterial sein. Für die älteren Kraftwerke in der Schweiz, Beznau (KKB) und Mühleberg (KKM), sind die Materialzustände unterschiedlich. Für das KKB-1, einem Druckwasserreaktor, liegt beim Grundmaterial ein fortgeschrittener Versprödungsgrad vor. Zur Absicherung der klassischen Bewertung werden hier bruchmechanische Kennwerte direkt an kleinen Proben bestimmt und nach dem MC-Konzept ausgewertet. Für das KKM, einem Siedewasserreaktor, ist ein Schweissmaterial am Ran-

de des Kernbereichs in der Neutronenversprödung führend, da das Schweissgut über einen relativ hohen Kupfergehalt verfügt. Hier wird zur Bewertung der bruchmechanischen Daten das MC-Konzept verwendet, und es stellt sich die Frage, ob dieses Konzept für die inhomogenen Materialzustände der Schweisslagen anwendbar ist.

Bisher sind international wenige Untersuchungen bekannt, die die bruchmechanischen Eigenschaften der RDB-Schweissnähte für unterschiedliche Tiefenlagen (heterogene Mikrostruktur) bestimmt haben. Für den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke ist es jedoch wichtig abzuklären, ob es Bedenken oder Einschränkungen bei der Anwendung des MC-Konzepts für Mehrlagen-Schweissmaterial gibt. Demzufolge wird ein neues Forschungsprojekt vorgeschlagen, das als Fortsetzung der bisherigen Untersuchungen die bruchmechanische Charakterisierung von RDB-Schweissmaterial sowie die Anwendbarkeit der Verfahren zur Bestimmung von T_0 und RT_{T_0} überprüft. Für das neue Projekt steht ausreichend Untersuchungsmaterial aus dem nicht in Betrieb gegangenen deutschen Reaktor Biblis C zur Verfügung, mit dem der Einfluss des inhomogenen Gefüges auf die Sprödbruch-Referenztemperatur T_0 bestimmt werden kann. Die Ergebnisse der Untersuchungen geben generell wichtige Aufschlüsse zur Anwendbarkeit des MC-Konzeptes bei RDB-Schweissmaterial.

1.1.4. Machbarkeitsstudie für zerstörungsfreie Messungen an der Stahldruckschale des Primär-Containments von Kernkraftwerken

Auftragnehmer: Eidgenössische Materialprüfungs- und Forschungsanstalt EMPA

Zusammenfassung des ENSI

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

Die Verordnung über die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken¹ fordert für die Stahldruckschale eine periodische Überprüfung auf mögliche Wanddickenabnahmen. Durch unerwartete Borsäure-

Einwirkung kann es zu lokalen Korrosionsangriffen an der Stahldruckschale kommen. Die Messung der Wanddicke stellt an den frei zugänglichen Bereichen der Stahldruckschale keine Herausforderung an die dafür übliche Ultraschallmessung dar. Dagegen ist die Überprüfung des Bereichs der Stahldruckschale, der von Beton eingebettet wird, schwierig. Zur Durchführung der nötigen Messungen werden daher bisher an ausgewählten Stellen Betonkernbohrungen durchgeführt. Damit wird die in diesem Bereich sonst verdeckte Stahldruckschale für Messungen temporär zugänglich. Nach Abschluss der Messungen werden die Kernbohrungen wieder verschlossen.

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

Das ENSI hat zur Beurteilung von neuartigen Prüfverfahren an einer verdeckten Stahldruckschale im Jahre 2009 eine Machbarkeitsstudie gestartet. Diese wird an der Eidgenössischen Materialprüfungs- und Forschungsanstalt (EMPA) durchgeführt. Im Rahmen der Machbarkeitsstudie wird ein aufwändiger Testkörper aufgebaut. Dieser besteht aus einem massiven Stahlblech, in das unterschiedliche Fehlstellen eingebracht sind. Das Stahlblech steht zum Teil in direktem Kontakt mit armiertem Beton einschliesslich Zwischenschichten aus Mineralwolle. Damit soll die schwierige Prüfsituation an einer in Beton eingebetteten Stahldruckschale nachgebildet werden. Im Rahmen der Machbarkeitsstudie sollen unterschiedliche zerstörungsfreie Messverfahren theoretisch und experimentell hinsichtlich ihrer Eignung zur Inspektion von verdeckter Korrosion an einer Stahldruckschale überprüft werden.

1.1.5. STARS-V – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

Mit dem Projekt STARS-V wurde im Jahr 2006 die seit 1988 erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen dem ENSI und dem PSI im Bereich der Sicherheitsanalysen fort-

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

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Die Schwerpunkte bei den Projektzielen für das Jahr 2009 wurden wie folgt umgesetzt:

■ Brennstoffverhalten

Ein ENSI-Auftrag an das PSI (so genannter On-Call) zu den Brennstabschäden im KKW Gösgen (KKG) wurde bearbeitet. Anhand von Analysen mit dem Brennstabcode FALCON wurde gezeigt, dass eine erhöhte Nachverdichtung des Brennstoffs unter bestimmten Bedingungen zu Einschnürungen des Hüllrohrs führen kann, wie sie im KKG beobachtet wurden. In Leistungsrampen (z.B. beim Anfahren) können solche Anomalien zu einer Schädigung des Hüllrohrs mit Verlust der Integrität führen. Andererseits konnte nachgewiesen werden, dass die Abwesenheit eines Pellets oder ein geringer angereichertes Pellet in der Brennstoffsäule andersartige Verformungen des Hüllrohrs nach sich ziehen, wodurch diese Ursachen ausgeschlossen werden können.

■ Systemtechnik

Die bestehenden Modelle aller Schweizerischen Kernkraftwerke wurden auf das Systemprogramm TRACE übertragen. TRACE ist das neueste dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Programm für die Simulation des Systemverhaltens von Leichtwasserreaktoren. Die Modelle wurden anhand bestehender Anlagendaten, durch die Nachrechnung von Experimenten an grosstechnischen Versuchsanlagen und durch den Vergleich mit anderen Rechenprogrammen, deren Eignung bereits nachgewiesen war, validiert. Mit TRACE bzw. der gesammelten Erfahrung mit den in TRACE verwendeten physikalischen Modellen wurden im Berichtszeitraum zwei On-Calls des ENSI bearbeitet. Es handelte sich um die Nachrechnung einer Drucktransiente im Kernkraftwerk Leibstadt (KKL), die das reale Anlagenverhalten sehr exakt widerspiegelte, und um die Bewertung eines Herstellernachweises zur Sicherheit gegen

¹ Verordnung des UVEK über Methode und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5), 2008

den Sprödbruch des Reaktordruckbehälters (RDB) im Block 1 des KKW Beznau (KKB1). Die Kopplung von TRACE mit dem 3D-Reaktorprogramm S3K wurde ebenfalls vorangetrieben und zeigte gute Fortschritte, wie die sehr genaue Nachrechnung eines OECD-Vergleichstests (Benchmark) eines Turbinenschnellschlusses zeigte.

Ein langfristiges Ziel ist die Einführung integraler Analysemethoden, mit denen beispielsweise physikalische Modelle, der Detaillierungsgrad der räumlichen Modellierung und die Schnittstellen zwischen den Analyseprogrammen problemspezifisch herangezogen werden (multi-physics). Als Prototyp wurde eine Prozedur entwickelt, mit der erfolgreich ein 3D-Modell des Reaktordruckbehälters des European Pressurized Water Reactors (EPR) generiert werden konnte. Der EPR ist ein neuer Reaktortyp der Firma Areva, welcher zum Beispiel in Olkiluoto (Finnland) derzeit gebaut wird.

CFD-Programme (Computational Fluid Dynamics) finden immer stärker Anwendung im nuklearen Bereich, insbesondere wenn die Berücksichtigung von 3D-Effekten und ein sehr feiner Detaillierungsgrad der Modellierung erforderlich sind. Erste Anwendungen wurden für den EPR und den Siedewasserreaktor BWR/6 (KKL) entwickelt. Für letzteren wurde so die thermische Schichtung im unteren Plenum des RDB berechnet, die in bestimmten Störfallszenarien durch das Kühlsystem der Steuerstabführungsrohre auftreten kann.

■ Reaktorkern

Die Kernfolgerechnungen für die Kraftwerke KKW Mühleberg (KKM) und KKB1/KKB2 wurden aufdatiert. Für das KKM wurde anhand der aktualisierten Ergebnisse ein ENSI-On-Call zur Überprüfung der Einhaltung der thermischen Limiten bezüglich der linearen Brennstableistung bearbeitet. Dazu wurden die entsprechenden Limiten in das Kernsimulationsprogramm SIMULATE-3 implementiert. Wesentliches Resultat des On-Calls war, dass es zu keinen Verletzungen der thermischen Limiten im KKM in den vergangenen Brennstoffzyklen gekommen ist. Die Betreiberdaten wurden dadurch bestätigt. Ein Benchmark der Nuclear Energy Agency (NEA) zur Quantifizierung von Unsicherheiten bei der Analyse von Reaktorkern- und Anlagentransienten bei der Verwendung von multi-physics Programmsystemen wurde begonnen. STARS beteiligt sich mit der Analyse von Auswirkungen der Unsicherheiten von Wirkungsquerschnittsdaten. Wirkungsquerschnitte sind ein Mass für die Wahrscheinlichkeit der Wechselwirkung von Neutronen mit Atomkernen. Dabei werden nicht nur die direkten Unsicherheiten der Wirkungsquerschnitte betrachtet, sondern auch die Unsicherheiten, welche die

Modellierung der Wirkungsquerschnitte in einem dynamischen 3D-Reaktormodell nach sich zieht. Die Berechnung des nuklearen Aufheizvorgangs eines Siedewasserreaktors zeigte erwartungsgemäss die starke Abhängigkeit des Reaktor-Leistungsverlaufs von der Modellierung der Wirkungsquerschnitte, da gerade bei kleinen Leistungen die Wechselwirkung zwischen nuklearen und thermohydraulischen Effekten eine grosse Rolle spielt.

Im Rahmen eines ENSI-On-Calls wurden zudem Fluenzberechnungen der Oberfläche des Reaktordruckbehälters von KKB1 durchgeführt. Dies diente dem Vergleich mit vom Betreiber eingereichten Nachweisen zur Bestimmung der möglichen Betriebsdauer. Die Berechnungen wurden bis zu 54 Volllast-Betriebszyklen extrapoliert, und es zeigte sich eine gute Übereinstimmung zwischen den zwei verschiedenen Nachweismethoden.

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).

Weiterhin unterstützt das Projektteam auf Anfrage – mit Genehmigung des ENSI – Schweizerische Kernkraftwerksbetreiber mit Studien und Analysen zu Aspekten des Kraftwerksbetriebs und zur Sicherheit.

Dank der Kapazität der Projektgruppe STARS können stationäre und störfallbedingte 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. Dafür ist insbesondere die Beurteilung des Anlagenverhaltens unter Störfallbedingungen wichtig.

Als neues STARS-Aufgabenfeld kam im Berichtszeitraum die Unterstützung des ENSI beim Aufbau der neu geschaffenen Arbeitsgruppe «Deterministische Sicher-

heitsanalysen» hinzu. Mit der neuen Arbeitsgruppe soll das ENSI in die Lage versetzt werden, eigene thermohydraulische Analysen durchführen zu können. Durch die Zusammenarbeit konnten auf diesem Gebiet – z.B. durch eine einwöchige TRACE-Schulung – grosse Fortschritte erzielt werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die laufenden Forschungsvorhaben und die Unterstützung des ENSI beim Aufbau eigener Kompetenzen im Bereich der Thermohydraulik sollen weiter verfolgt werden. Die Bearbeitung von ENSI-On-Calls soll mit der erreichten Qualität und Quantität fortgesetzt werden. Für das Jahr 2010 ist eine Aktualisierung der Kernfolgerechnungen für alle schweizerischen Anlagen anzustreben.

1.1.6. OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

Auftragnehmer: Studsvik, Schweden
Zusammenfassung des ENSI

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 beteiligt sich zusammen mit 24 anderen Organisationen seit Mitte des Jahres 2009 am Projekt Studsvik Cladding Integrity Project SCIP der OECD. Das Projekt befasst sich mit den wichtigsten Schädigungsmechanismen, die in aus Zirkoniumlegierungen bestehenden Hüllrohren ablaufen können. Im SCIP-Projekt werden Versuche sowohl am Forschungsreaktor der Firma Studsvik in Schweden als auch am Halden-Reaktor in Norwegen durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Das Projekt SCIP lief in einer ersten Phase von 2004 bis Mitte 2009, seit Beginn der Projektphase SCIP-II beteiligt sich auch das ENSI daran. Bis Ende 2009 wurde das Programm der auf fünf Jahre angesetzten Projektphase II konkretisiert. In dieser Phase wird sich das Projekt vor allem mit folgenden Themen beschäftigen:

- Mechanische Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr (Pellet Cladding Mechanical Interaction

PCMI): Die Brennstofftabletten verändern bei Leistungsänderungen ihre Form und können dadurch stellenweise starken Druck auf das Hüllrohr ausüben.

- Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr durch Spannungsrisskorrosion (Pellet Cladding Interaction PCI): Beim Betrieb anfallende gasförmige Spaltprodukte werden teilweise aus der festen oxidischen Tablettenmatrix in die Hohlräume im Inneren des Hüllrohrs freigesetzt. Beim Kontakt mit dem Hüllrohr können sie besonders an Stellen, die mechanisch beansprucht werden, die Rissbildung fördern (so genannte Spannungsrisskorrosion). Nach gegenwärtigem Kenntnisstand spielt dabei vor allem das Spaltprodukt Iod eine steuernde Rolle.

- Durch Wasserstoff induzierte Hüllrohr-Schwächung (Hydrogen Embrittlement HE und Delayed Hydride Cracking DHC): Im Unterschied zu den beiden vorigen Prozessen greift der Wasserstoff von aussen her am Hüllrohr an. Wasserstoff wird bei der Korrosion des Hüllrohrs freigesetzt und dringt in die Zirkoniumlegierung des Hüllrohrs ein. Dabei kann der Wasserstoff in Hydridform zu einer allgemeinen Versprödung des Hüllrohrs führen (embrittlement) oder – ähnlich wie das Iod von innen – die Rissbildung von aussen forcieren (cracking).

Darüber hinaus umfasst das SCIP-Projekt eine neue Testeinheit für das Verhalten von Hüllrohren bei Kühlmittelverlust-Störfällen (Loss-Of-Coolant Accident LOCA). Die Testeinheit wurde bereits aufgebaut und ist voraussichtlich im Frühjahr 2010 bereit für Versuche.

Bei den ersten Versuchen wird es sich um so genannte Rampenversuche handeln, d. h. Tests an Hüllrohren inklusive Brennstoff, die einer kontrollierten Leistungssteigerung in einem der Forschungsreaktoren ausgesetzt werden. Zudem werden nur die Hüllrohre auch rein mechanischen Tests im Labor unterzogen. Die Proben werden vor und nach den Tests mit mikroskopischen Methoden genau untersucht. Die ersten drei Rampenversuche wurden im Dezember 2009 in Halden durchgeführt.

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 Kern-

kraftwerken zu sehen. Dabei wird stärker angereicherter Brennstoff verwendet und dieser besser ausgenutzt, wobei die Brennelemente länger im Reaktor verbleiben. 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 weitgehend innerhalb des geplanten Zeitrahmens. Im Jahr 2010 sollen weitere Rampenversuche sowie mechanische Tests und Experimente an der LOCA-Testeinheit durchgeführt werden.

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

Das Rechenprogramm MELCOR, entwickelt von den Sandia National Laboratories (SNL) für die amerikanische 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 ständig den aktuellen Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst. Das ENSI unterstützt die Weiterentwicklung. MELCOR wird sowohl vom ENSI wie auch von einigen Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke benutzt.

Ein Thema von internationalem Interesse ist die Hüllrohroxidation bei Kontakt mit Luftsauerstoff. Das Phänomen dieser (stark exothermen) Reaktion 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 auftreten, daneben auch während der Wartung bei geöffnetem Druckbehälterdeckel sowie bei abgebrannten Brennelementen im Brennstofflagerbecken oder im Transportbehälter. Der Aufheiz- und Oxidationsprozess von trocken gelegten Brennstäben soll mit MELCOR realistisch berechnet werden können. Die bestehenden Luft-Oxidationsmodelle bilden die relevanten physikalischen Prozesse nicht vollständig ab,

weshalb die Konservativität der Ergebnisse nicht unter allen Umständen garantiert werden kann.

Die Hüllrohre bestehen aus Zirkoniumlegierungen, die beständig weiterentwickelt werden. Am PSI wurde ein Modell entwickelt, welches die Oxidation des gängigen Hüllrohr-Materials Zircaloy-4 an Luft beschreibt. Die Modellentwicklung basierte auf entsprechenden Experimenten am Forschungszentrum Karlsruhe. Das Projekt ist im vergangenen Jahr abgelaufen. Aufgrund der vielversprechenden Ergebnisse hat das ENSI den Vertrag erneuert, und die Entwicklung wurde fortgesetzt; sie befindet sich jetzt (Ende 2009) in der abschliessenden Verifizierungsphase. 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. An diesem von SNL durchgeführten Versuchsprogramm ist das PSI im Rahmen der MELCOR-Weiterentwicklung ebenfalls beteiligt.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Weiterentwicklung des Oxidationsmodells

Der Vergleich des bisher entwickelten Oxidationsmodells für Zircaloy mit den experimentellen Daten zeigte, dass das Modell bei niedrigen Temperaturen bis 800 °C bereits gut mit den gemessenen Werten übereinstimmt, während mit zunehmender Temperatur die Abweichungen etwas grösser werden. Das Ziel dieses Projektjahres war, das Modell zu verbessern und für die Implementierung in MELCOR weiter zu entwickeln. Anhand weiterer Experimente am Forschungszentrum Karlsruhe wurde die Datenbasis erweitert, um auch andere Hüllrohrmaterialien abzubilden. Die jüngsten Experimente ermöglichen auch den Vergleich des Oxidationsverhaltens unter verschiedenen Temperaturbedingungen. 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. Experimente zeigen, dass beispielsweise bei E110-Hüllrohren ein quasi-zyklischer Verlauf von Wachstum und Abbrechen der Oxidschicht entstehen kann. Die Modellentwicklung und Verifikation wurde mit einigen Modifikationen bezüglich des Abbrechens der Oxidschicht abgeschlossen. Die Modellierung der Oxidationsgeschwindigkeit erfolgt durch zwei Parameter für die Dicke der Oxidschicht: einerseits für den Bereich des

parabolischen Wachstums und des Abbrechens und andererseits für das lineare Wachstum. Das Modell wird zurzeit in MELCOR implementiert. Danach wird die Kompatibilität mit dem Standard MELCOR-Modell demonstriert.

Beteiligung am Projekt SFP

Die Experimente des Projekts sollen qualitativ und quantitativ hervorragende Daten liefern über das Verhalten von Materialien für abgebrannte, unbedeckte Brennelemente in einem Lagerbecken. Die nächsten Experimente werden mit Nachbildungen für Brennelemente von Druckwasserreaktoren (DWR) durchgeführt (siehe Abbildung 1). Sie dienen der Validierung von MELCOR und anderen Programmen zur Berechnung von schweren Reaktorunfällen. Die vorgesehenen thermo-hydraulischen Randbedingungen werden die gleichen sein wie bei den früher durchgeführten Versuchen für Brennelemente für 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. Das DWR-Experiment ist eng verknüpft mit der MELCOR-Modellentwicklung, wie das bereits früher bei der SWR-Studie der Fall war. Das Projekt SFP befindet sich in der Planungsphase. Es existiert ein Testplan für die Projektphase 1, die Versuche mit axialer Erwärmung und Feuer ausbreitung innerhalb der Brennelemente umfassen soll.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die ständige Weiterentwicklung des MELCOR-Programms und dessen Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Unfallforschung verbessert die Simulation und damit auch die Risikoabschätzung schwerer Unfälle, wie sie im Rahmen von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) durchgeführt wird. Ferner trägt das verbesserte Verständnis der Schwerunfallphänomene auch zu einem effektiveren Accident Management (Milderung der Unfallauswirkungen).

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

Das Oxidationsmodell befindet sich in der Implementierungsphase und soll bis 2012 in MELCOR integriert

und validiert sein. Der nächste Schritt ist die Bewertung des MELCOR-Codes anhand der experimentellen Daten. Versuche mit Brennstab-Temperaturen über 1200 °C zeigten lokal erhöhte Oxidationstemperaturen, welche die Modellierung des stochastischen Prozesses der Oxidationsbildung nochmals erschweren. Weitere Anpassungen könnten daher notwendig werden.

Beim Projekt SFP werden bis Ende 2010 die Resultate der ersten Versuche und der Testplan für die Experimente mit radialer Erwärmung und Feuerausbreitung (Projektphase 2) erwartet.

Das erweiterte Oxidations-/Abbruchmodell ist notwendig, um mit MELCOR neu entwickelte Hüllrohr-Materialien wie Zirlo™ und M5® und Bedingungen bei Unfällen im Speicherbecken mit tieferen Temperaturen und niedrigeren Flussraten zu berechnen. Diese Erweiterungen werden das Programm MELCOR als eine Grundlage für die PSA weiter verbessern.

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

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm

Zusammenfassung des ENSI (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 (SKI), 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 Berichtsjahrs 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 Kühlbarkeit der Kernschmelze wieder herzustellen, kann der umgebende Reaktordruckbehäl-

ter (RDB) versagen. Dann gelangt eine Schüttung von Schmelzpartikeln auf den Boden des gefluteten Reaktorgebäudes.

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

- Kühlbarkeit einer Kernschmelze im RDB und Unfallbeherrschungsstrategien (INCOSAM)
- Bildung von Schmelzpartikelschüttungen innerhalb und ausserhalb des RDB (DEFOR)
- Kühlbarkeit der 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. Mit diesem Verständnis können anschliessend Rechenprogramme (Codes) erstellt werden, welche die Prozesse realitätsnah simulieren. Die wichtigsten Arbeiten im Jahre 2009 waren:

INCOSAM (In-vessel coolability and severe accident management):

Die Koppelung eines Rechenprogramms (Systemcode RELAP) mit dem im MSWI-Projekt entwickelten ECM/PECM-Code (effective convectivity model/phase-change effective convectivity model) ermöglicht es, den Einfluss der Steuerstabantriebs-Kühlung auf den Wärmetransfer in der Kernschmelze zu simulieren. Damit soll die Wirksamkeit der Steuerstabantriebs-Kühlung bestimmt werden, um so die Unsicherheit der Vorhersage über die Kühlbarkeit der Kernschmelze innerhalb des RDB zu verringern.

Für einen ABB-Atom-Siedewasserreaktor wurde mit Hilfe der oben beschriebenen Codes untersucht, welchen Einfluss die Steuerstabantriebs-Kühlung auf die Temperatur des Steuerstab-Führungsrohrs hat. Wenn der normale Durchfluss um den Faktor 4 erhöht werden kann, steigt die Temperatur dieses Führungsrohrs nur auf ca. 1200 Kelvin an, so dass kein Kriechversagen unterstellt werden muss. Das gekoppelte Simulationsprogramm wird weiter verwendet, um den Einfluss von verschiedenen Randbedingungen zu bewerten: Dicke einer oben liegenden Metallschicht auf der Schmelze («focusing effect»), Zusammensetzung der Schmelze, etc.

DEFOR (Debris formation):

Je höher der Anteil der agglomerierten Partikel in der Schmelzpartikelschüttung (Figur 2), desto schlechter ist die Kühlbarkeit, weil damit die Porosität abnimmt. Die Versuchsreihe untersucht explizit diesen Anteil in Abhängigkeit der Wassertiefe, des Durchmessers des ein tretenden Schmelzstrahls (Jet), der Überhitzung der

Schmelze und der Wassertemperatur. Der Einfluss der Überhitzung auf die Agglomeration muss in weiteren Experimenten untersucht werden. Die Partikelgrössenverteilungen der einzelnen Experimente stimmen gut mit denen der FARO-Brennstoff-Wasser-Interaktions-Experimente überein, welche mit echtem Kernmaterial durchgeführt wurden.

Basierend auf den Ergebnissen der DEFOR-Experimente, bei denen Ersatzoxide statt echtem Kernmaterial zum Einsatz kamen, wurde ein Code zur numerischen Simulation weiter entwickelt, mit dem die verschiedenen Rückkopplungs- und Selbstorganisationsprozesse in der Schmelzpartikelschüttung analysiert werden können. Zum Beispiel wird mit diesem Code untersucht, welchen Einfluss die räumliche Konfiguration, der Systemdruck und die eingeschlossene Porosität auf die Kühlbarkeit der Schmelzpartikelschüttung haben.

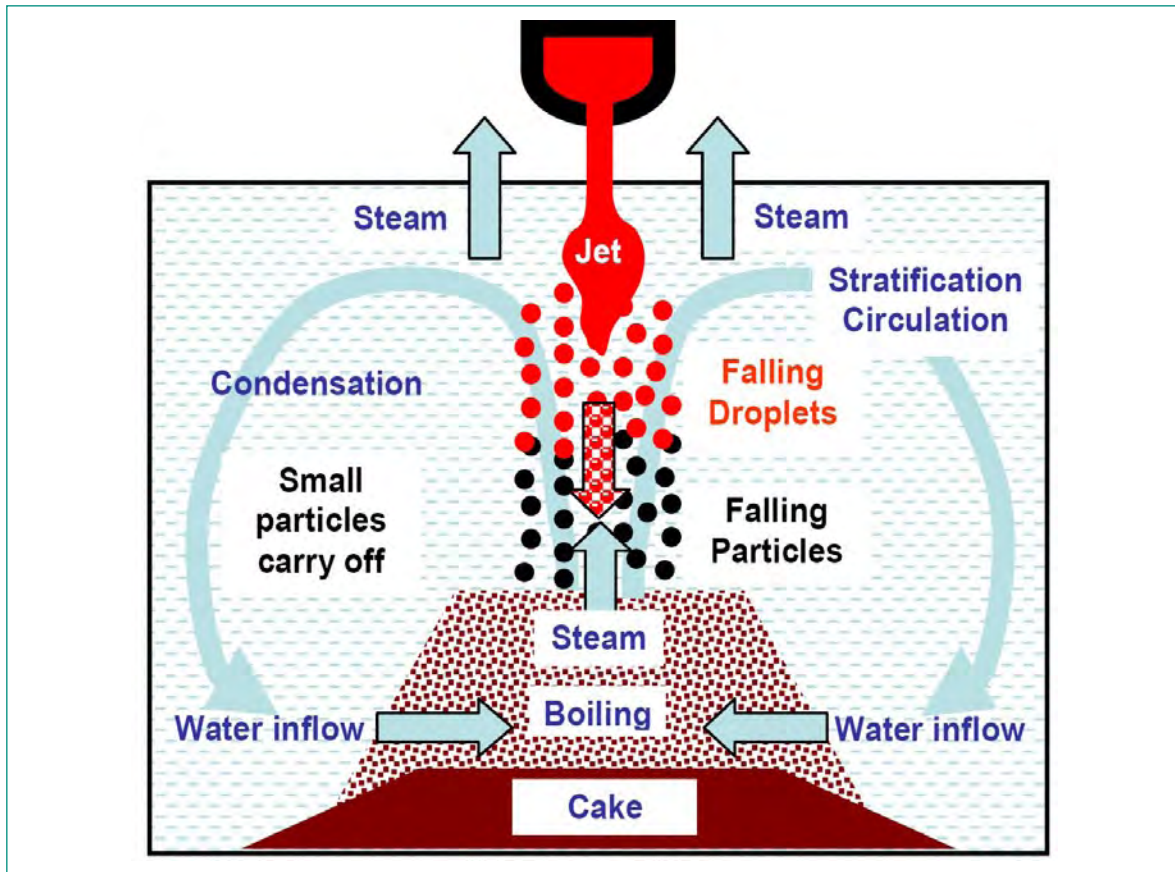
POMECO (Porous media in- and ex-vessel coolability):

Es wurden verschiedene Versuche zur Charakterisierung der Druckverluste von Flüssigkeitsströmungen in Partikelschüttungen durchgeführt. Auf Basis der gewonnenen Resultate konnte ein passendes Modell für die Simulation dieser Prozesse entwickelt werden.

SERA (Steam Explosion Risk Assessment):

Zu diesem Projekt wurden so genannte MISTEE-Experimente (Micro interactions of steam explosion energetics) durchgeführt. Basierend auf einer Analyse verschiedener international durchgeführter Experimente zum Thema Dampfexplosion wurden eutektische und nicht eutektische Wolframtrioxid-Kalziumoxid-Mischungen als Ersatzmaterial (anstelle von echtem Kernmaterial) für die Versuche verwendet. Es werden so genannte Einzeltropfen-Versuche durchgeführt, das heisst ein einzelner Tropfen des geschmolzenen Materials fällt in eine Wasservorlage.

Bei den gegebenen Bedingungen (gesteuerter Druckimpuls, um den Dampffilm um den Tropfen zu stören und die Interaktion zu starten) mündeten die durchgeführten Experimente in fast allen Fällen in einer energiereichen Dampfexplosion. Die vermutete Ursache dafür ist, dass die Temperatur des geschmolzenen Materials mit 1350 °C für die eutektische Mischung und 1480 °C für die nicht eutektische Mischung rund 200 °C über dem Schmelzpunkt lag, die Überhitzung also relativ hoch ist. In weiteren Versuchen soll die Überhitzung der Schmelztropfen so weit reduziert werden, dass die Schwelle, ab der Materialeffekte (z.B. Mechanismen wie «mushy-phase») eine Rolle spielen, identifiziert werden.



Figur 2: Schematische Darstellung eines im Projekt MSWI untersuchten schweren Unfalls in einem SWR, mit der Situation nach Versagen des RDB. Die Kernschmelze (Jet) tritt aus dem RDB aus, wird innerhalb des mit Wasser gefluteten Sicherheitsbehälters (Containment) fragmentiert und sinkt auf den Boden des Reaktor Gebäudes. Dort bildet sie eine Partikelschüttung, die sich im unteren Bereich allenfalls verdichten kann (Cake). Durch den oberen, locker gelagerten Teil der Schüttung zirkuliert das Wasser. (Quelle: KTH)

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 Reaktordruckbehälters 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 zentra-

le Massnahme bei einem Kernschmelzunfall 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 2010 sind folgende Arbeiten geplant:

- INCOSAM: Analyse des geschichteten Schmelzepools mit besonderem Augenmerk auf den «focusing effect» und die chemischen Prozesse.
- DEFOR: Durchführung weiterer Experimente zur Charakterisierung der Schmelzpartikelschüttung.
- POMEKO: Mit den Experimenten zur Erforschung der Reibungsvorgänge in (prototypischen) Partikelschüttungen und der Kühlbarkeit dieser Konfigurationen werden weitere Daten zur Entwicklung und Validierung der entsprechenden Simulationsprogramme gewonnen.

- SERA: Durchführung weiterer MISTEE-Experimente bei geringerer Überhitzung. Ferner soll eine Methodik zur Risikoanalyse von Dampfexplosionen bei Reaktoren entwickelt werden.

Die Arbeiten an der KTH sind bislang insgesamt sehr zufriedenstellend verlaufen.

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

Auftragnehmer: Halden Reactor Project HRP, Norwegen
Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) ist ein gemeinsames Forschungsprogramm von über 130 Wissenschafts-, Behörden- und Industrieorganisationen aus 19 Staaten mit einem Jahresbudget von rund 23 Mio. Franken. 2008 feierte das HRP sein 50-jähriges Bestehen. Es hat zwei Stossrichtungen: Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Experimentelle Arbeiten werden primär im norwegischen Halden durchgeführt, wo ein Versuchsreaktor, ein Labor (Man-Machine Laboratory) sowie ein Simulationszentrum (Virtual Reality Centre) zur Verfügung stehen. Forschungseinrichtungen in den Mitgliedsländern (z.B. Paul Scherrer Institut, PSI) oder die Nuklearindustrie (z.B. Kernkraftwerk Leibstadt) beteiligen sich ebenfalls an den Experimenten. 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, die schweizerischen Kernkraftwerke und das PSI – mit je einem Vertreter – in der Programme Group.

Die Arbeiten im hier beschriebenen Projektbereich sollen zu grundlegenden Erkenntnissen über die Eigenschaften und das Verhalten von Leichtwasserreaktor-Brennstoffen und -materialien, die lange Zeit im Reaktor im Einsatz sind, führen. Dazu gehören auch Versuche, in denen Kernbrennstoffe Transienten durchlaufen, wie

sie beispielsweise bei einem Kühlmittelverlust-Störfall auftreten. Die Berichterstattung über die Arbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation findet sich im Kapitel 1.4.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden zwölf 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 stand die Messung von Kenngrößen der keramischen Brennstoffe, vorab Uranoxide mit Zusätzen (Additiven) wie Gadoliniumoxid, Chromoxid, Siliziumoxid und Aluminiumoxid, unter Betriebs- und Störfallbedingungen. In vergleichenden Bestrahlungen wurden im Weiteren Brennstab-Hüllrohre bezüglich Korrosion und Aufbau von Crud (Abscheidungen auf der Hüllrohr-Aussenseite) untersucht.

Die Versuche an Hochabbrand-Brennstoffen aus kommerziellen Reaktoren unter Bedingungen, wie sie bei einem Kühlmittelverlust-Störfall auftreten, wurden mit zwei Tests an Druckwasserreaktor-Brennstoff weiter geführt. Ein Experiment zum Verhalten eines bestrahlten Siedwasserreaktor-Brennstabes mit hohem Abbrand (aus dem Kernkraftwerk Leibstadt) bei einer Erhöhung des Brennstab-Innendruckes in Stufen zeigte ein interessantes Verhalten bezüglich Hüllrohrdehnung und Brennstoffschwellen. Das Verhalten von Hüllrohr und Brennstoff lässt sich nicht mit Resultaten von Druckwasserreaktor-Brennstoff aus früheren Versuchen erklären. Der Versuch ist abgeschlossen, und der Brennstab wird jetzt in den Heissen Zellen des Instituts für Energietechnik im norwegischen Kjeller genauer untersucht. Bei einem weiteren Test zur Spaltgasfreisetzung mit Brennstoff aus Leibstadt zeigte sich, dass die Freisetzung bereits bei einer um 150 °C tieferen Temperatur anfängt als bei vergleichbaren Versuchen mit Druckwasserreaktor-Brennstoff. Das Segment wird ebenfalls in Kjeller untersucht.

Ein Experiment zur Spaltgasfreisetzung aus Uranoxid-Brennstoffen mit Additiven bei hoher linearer Stabileistung wurde abgeschlossen, und die Nachuntersuchungen sind im Gang. Ein neues Experiment mit Additivbrennstoff wird in Zusammenarbeit mit AREVA NP, Deutschland, und Ulba Metallurgical Plant, Kasachstan, vorbereitet. Ziel ist es, Daten bezüglich Spaltgasfreisetzung für die Brennstoffmodellierung zu erhalten. Das In-

ertmatrixbrennstoff-Experiment, für welches das PSI den Brennstoff produziert hatte, wurde aus dem Halden-Reaktor ausgebaut, und die Untersuchungen in den Heissen Zellen wurden abgeschlossen. Jetzt sollen ausgewählte Proben mit speziellen analytischen Instrumenten am PSI charakterisiert werden.

Die Versuche mit Reaktormaterialien gelten vorab der strahlungsinduzierten Spannungsrissskorrosion in normaler und reduzierender Wasserchemie. Interessante Ergebnisse bezüglich strahlungsinduzierten Veränderungen der Eigenschaften erhielt man für rostfreie Stähle, die für Reaktorstrukturen verwendet werden. Der günstige Einfluss der reduzierenden Wasserchemie auf das Risswachstum unter Bestrahlung konnte experimentell nachgewiesen werden. Mit einer Reihe von weiteren Versuchen mit unterschiedlichen Materialien und hohen sowie mittleren akkumulierten Neutronenfluenzen (Gesamt-Bestrahlungsmengen) sollen die Resultate erhärtet werden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Messen und Charakterisieren von Kernbrennstoffen und Materialien aus dem inneren Bereich eines Reaktors 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 Rechenmodelle zum thermomechanischen Verhalten von Brennstoffen mit unterschiedlichen Abbränden, die Brennstoffhersteller und Forschungslaboratorien benutzen. Die Daten zur Spannungsrissskorrosion von Reaktormaterialien geben Hinweise auf die Materialalterung und können als Grundlage für die Alterungsüberwachung dienen.

Mit dem Engagement des ENSI, des PSI und der 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 Inertmatrixbrennstoffs (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 teilweise durch Arbeiten in den Partnerländern des Projekts oder durch Brennstofflieferungen aus Kraftwerken unterstützt. Das Halden Board of Management setzte sich im Berichtsjahr intensiv mit langfristigen strategischen Fragen auseinander. Dabei standen folgende Themenkreise im Zentrum der Diskussion:

1. Erneuerung der Betriebsbewilligung des Halden-Reaktors für einen Weiterbetrieb nach 2015 – das Board sprach sich klar dafür aus, die Erneuerung der Betriebsbewilligung zu beantragen, da der Reaktor wichtige experimentelle Resultate erzeugt, auch wenn ihm möglicherweise Konkurrenz durch neue Versuchsreaktoren (JHR, PALLAS, MYRRHA) entstehen wird.
2. Verlängerung der Planungs- und Vertragsperiode – das Board sprach sich nach Abwägung der Vor- und Nachteile einer Verlängerung für die Beibehaltung der dreijährigen Planungsperiode aus.
3. Zukünftige Forschungsrichtungen – das Board war der Meinung, die heutigen Stossrichtungen weiterzuführen.
4. Finanzierung – sie soll durch die Erweiterung des Mitgliederkreises des HRP gestärkt werden.

1.1.10. OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction

Auftragnehmer: OECD-NEA
Zusammenfassung des ENSI

Einleitung

Das Projekt OECD MCCI (*Melt Coolability and Concrete Interaction*) bezieht sich auf schwere Unfälle, bei denen der Reaktorkern wegen fehlender Kühlung schmilzt. Kann die Kühlbarkeit der Kernschmelze (Corium) z.B. durch entsprechende Accident Management Massnahmen nicht wieder hergestellt werden, versagt der Reaktordruckbehälter, und die Schmelze gelangt auf den Betonboden der Reaktorgrube. Am *Argonne National Laboratory (ANL)* in Chicago (USA) werden Versuche zur Kühlbarkeit von Kernschmelze und zur Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Beton durchgeführt. Bereits abgeschlossen wurde das Vorgängerprojekt (MCCI 1). Dieses untersuchte Kühlungsmechanismen im Hinblick auf die Entwicklung von Simulationsprogrammen für schwere Unfälle und die Bewertung und Verbesserung

von numerischen Modellen zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung. Die daraus gewonnenen Erkenntnisse (z.B. Bedarf an zusätzlichen Daten zur Krustenbildung und zur Betonabtragung) führten 2006 zum Nachfolgeprojekt OECD MCCI 2. Zielsetzung ist die Durchführung und Auswertung von Tests zu folgenden Themen:

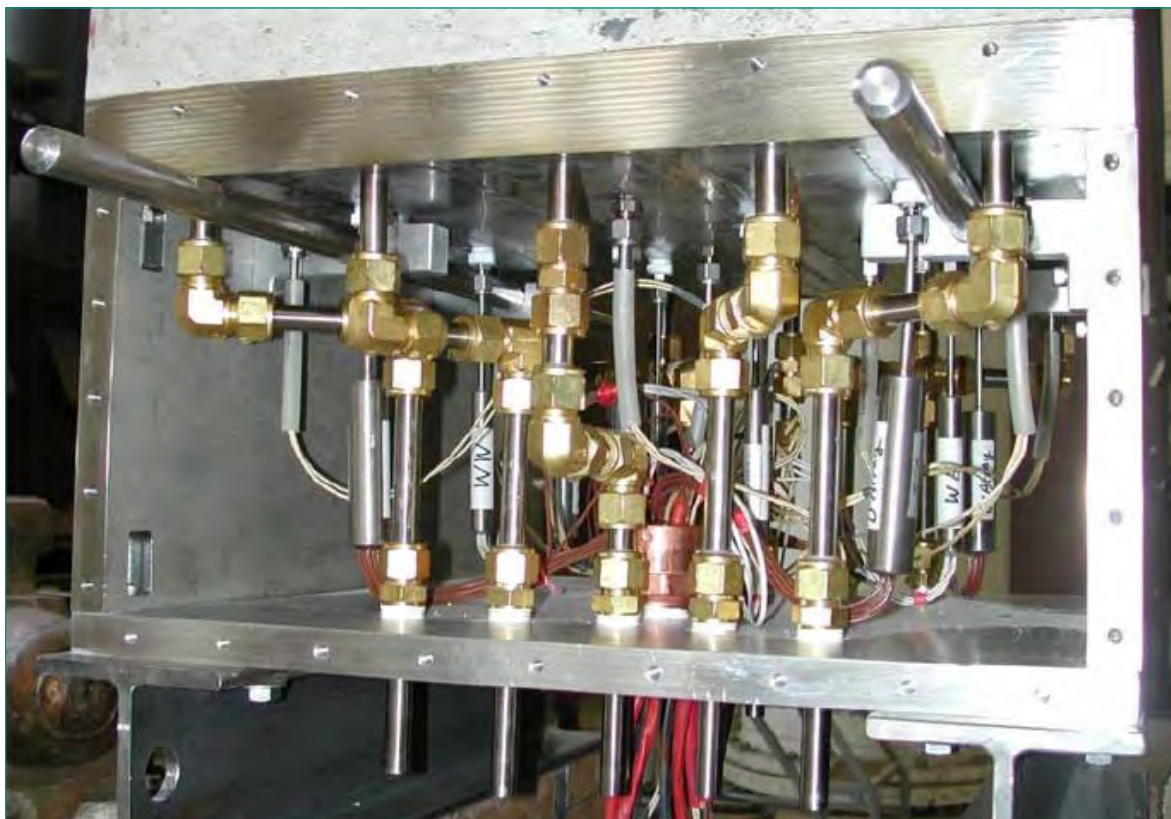
1. Untersuchung zu Wechselwirkungen unterschiedlicher Kühlungsmechanismen und zur Bereitstellung von Daten für Modellentwicklung und Programmbewertung
 2. Untersuchung zur Kühlbarkeit der Kernschmelze bei neuen KKW
 3. Erzeugung zweidimensionaler Daten zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung
 4. Validierung von Programmen für schwere Unfälle
- Neben der Schweiz sind an dem Projekt 12 weitere Länder beteiligt. Der Fortschritt des Projekts wird laufend und ausführlich dokumentiert (Internet: <http://www.nea.fr/html/jointproj/mcci.html>).

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Im Jahr 2009 wurden folgende Arbeiten durchgeführt:
Im April 2009 wurde Test Nr. 12 der Reihe *Small-Sca-*

le Water Ingression and Crust Strength (SSWICS-12) durchgeführt. Erstmals wurde die Kühlung der aufgeheizten Kernschmelze durch am Fundament angebrachte Düsen eingeleitet; dabei wurden Wasser und Stickstoff eingespeist. Die beobachtete Effektivität der Kühlung war deutlich höher als in den bisherigen Tests der Reihe SSWICS. Zudem ergaben sich Daten zur erforderlichen Dimensionierung (Förderdruck, Durchfluss) der Kühlungseinrichtung.

Ein erster Test der Reihe *Water-Cooled Basemat (WCB-1)* wurde im Juli 2009 durchgeführt (Dauer 230 Minuten). Unterhalb des Fundaments, welches mit der Kernschmelze in Wechselwirkung steht, befindet sich ein mit Kühlwasser durchströmtes Rohrleitungssystem (Figur 3). Zusätzlich gibt es ein System zur Flutung mit Kühlwasser von oberhalb (*corium top flooding water supply system*), welches aktiviert wurde, nachdem sich die Kernschmelze auf etwa 2000 °C aufgeheizt hatte (106 Minuten nach Testbeginn). In der Flutungsphase stabilisierte sich die Temperatur bei etwa 1700 °C, und die Betonabtragung am Fundament endete, bevor eine nennenswerte Beschädigung des darunter befindlichen Kühlsystems auftrat (Figur 4). Schlussfolgerungen wurden noch nicht abschliessend dokumentiert.



Figur 3: Fundament-Kühlsystem unterhalb des Betonfundaments im WCB-1-Test (Quelle: OECD/MCCI-2009-TR05, Fig. 2-9).

Der für Herbst 2009 im grossen Massstab geplante Test zweier Kühloptionen (Flutung von oben und unten her), Nr. 6 der Reihe *Core-Concrete Interaction (CCI-6)*, wurde wegen technischer Probleme auf das Jahr 2010 verschoben.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Auf der Grundlage der Resultate dieses Projekts können die Unsicherheiten von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 2 (weitere Unfallentwicklung nach einem Kernschaden) reduziert werden. Die Resultate sind weiterhin von Bedeutung für die Verifizierung bzw. 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

Im Jahr 2010 soll der oben erwähnte Test CCI-6 zweier Kühloptionen durchgeführt werden. Weiterhin ist ein zusätzlicher SSWICS-Test (Nr. 13) geplant, welcher gegenüber SSWICS-12 Änderungen bezüglich Einspeisung (z.B. kleinerer Durchmesser der Einspeisedüsen) und Materialeigenschaften des Fundaments aufweisen soll.

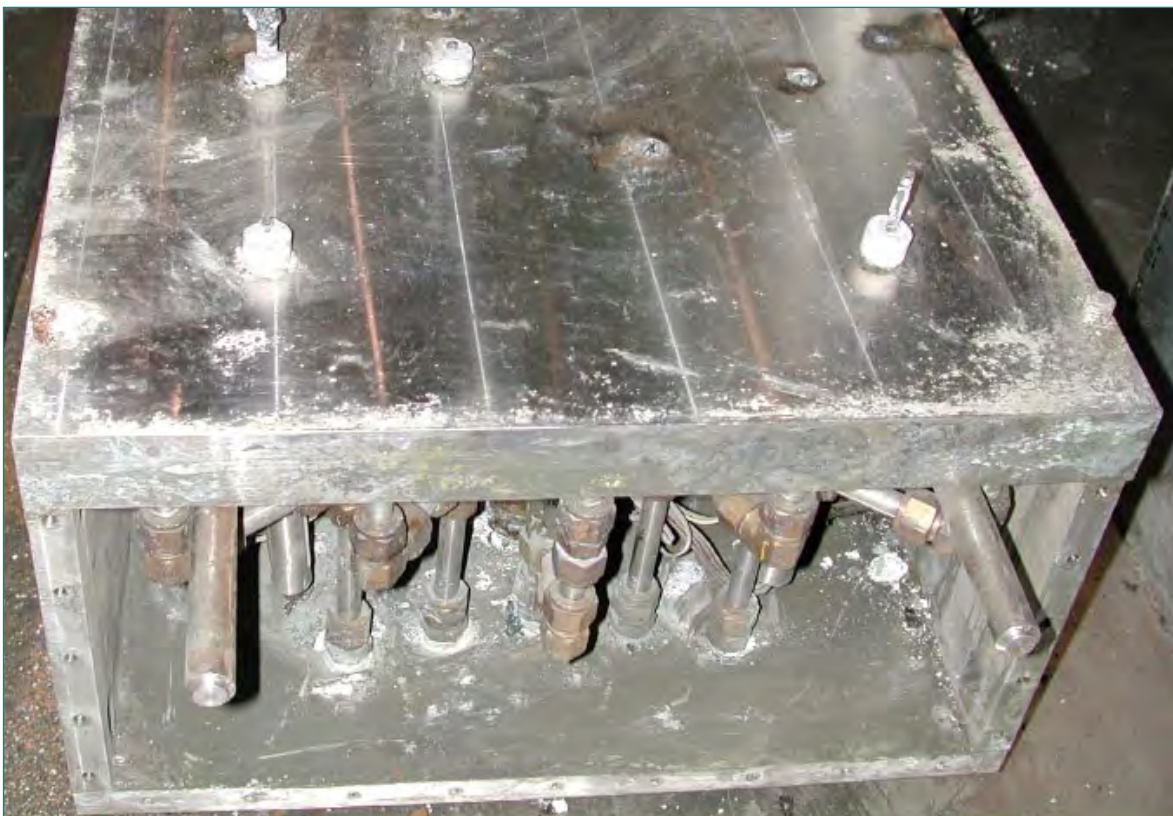
1.1.11. OECD OPDE – Piping Failure Data Exchange Project

Auftragnehmer: OECD-NEA

Zusammenfassung des ENSI (ausführlicher Bericht zum Projektstand in Anhang A)

Einleitung

Die Datenbank OPDE (OECD Piping Failure Data Exchange Project) ist ein internationales Projekt der OECD-NEA, welches dazu dient, eine umfangreiche



Figur 4: Zustand des Fundament-Kühlsystems, fotografiert nach WCB-1-Testende und Demontage (Quelle: OECD/MCCI-2009-TR05).

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. Die aktuelle Ausgabe der Datenbank umfasst nach einer Datenbereinigung rund 3600 Datensätze (Auszug bezüglich Spannungsrissskorrosion in Figur 5). Das Projekt weist Verbindungen zum Teilprojekt SCC (Spannungsrissskorrosion) des Projekts SCAP (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project) auf, einer weiteren Datenbank der OECD. Rohrleitungsschäden durch Spannungsrissskorrosion sind daher in beiden Datenbanken vertreten.

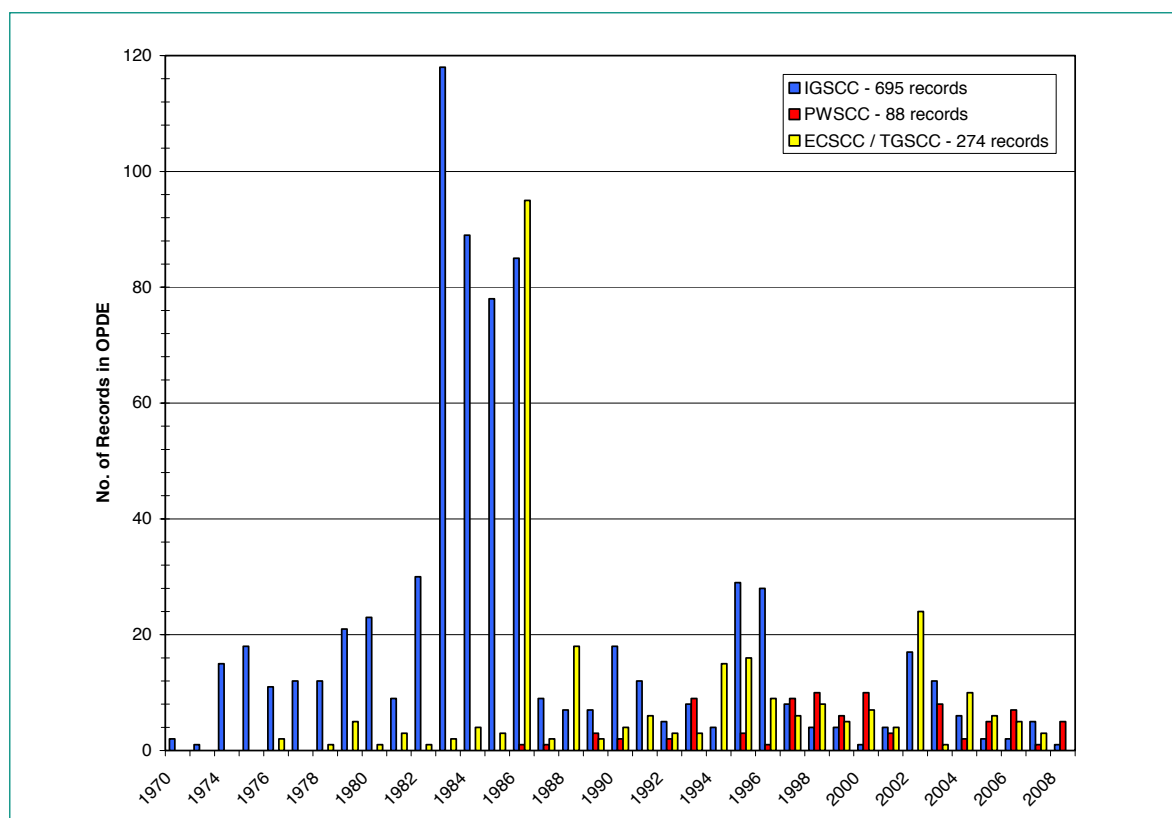
Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Die internationale Arbeitsgruppe des Projekts hat den Status-Bericht für die Projekt-Periode 2002–2008 fertig gestellt und im November 2009 veröffentlicht [NEA/CSNI/R(2009)19, Auszug siehe Anhang A].

Die Sammlung von Schadensfällen an Rohrleitungen in Kernkraftwerken wurde 2009 weitergeführt und die Ergebnisse den Teilnehmern zur Verfügung gestellt. Drei der vier Schweizer KKW-Betreiber haben ihre aktive Teilnahme am OPDE-Projekt mit Dateneingabe und Nutzung der Datenbank aufgenommen. Die neu eingegebenen Datensätze aus Schweizer KKW betreffen Schäden, die keine grösseren Auswirkungen auf den sicheren Betrieb der Anlagen hatten und im Rahmen der Instandhaltung behoben werden konnten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Inhalt der OPDE-Datenbank sind detaillierte Informationen zu Befunden an Rohrleitungen in Kernkraftwerken, die zu Wandstärkeschwächungen, Rissen, Le-



Figur 5: Rohrleitungsschäden durch Spannungsrissskorrosion in Abhängigkeit vom Jahr des Befundes. Quelle: OECD-NEA, Referenz [1]. Der starke Anstieg in den 1980er Jahren ist auf die Inbetriebnahme zahlreicher neuer Kernkraftwerke zurückzuführen, in denen anfänglich teilweise Materialien eingesetzt wurden, die sich als anfälliger für Spannungsrissskorrosion erwiesen und daraufhin ausgetauscht wurden.

ckagen 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. Diese Werkstoffprüfungen werden qualifiziert, indem Testkörper untersucht werden, in die systematische Werkstofffehler eingebaut werden. Die OPDE-Datenbank enthält Angaben zu den in Rohrleitungen tatsächlich auftretenden Werkstofffehlern und kann so zur Herstellung möglichst realistischer Testkörper beitragen. Ihre Daten werden auch im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse zur Abschätzung der Häufigkeit von Kühlmittelverlust-Störfällen (LOCA) genutzt.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Bewirtschaftung der OPDE-Datenbank wird in der Projektperiode 2008 bis 2011 fortgesetzt. Auf internationaler Ebene wird die vollständige Umstellung der Datenbank auf eine Internet-Plattform angestrebt. Die systematische Erweiterung der Datenbank auf Erosionskorrosionsschäden (FAC Flow Assisted Corrosion), die häufig in Kühlwasser-Rohrleitungssystemen von KKW auftreten, und auf Schäden an Kunststoffrohren wird von der Arbeitsgruppe diskutiert werden. Im Weiteren wird ein gemeinsames Treffen mit dem SCAP-Teilprojekt Spannungsrissskorrosion stattfinden.

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.

Referenz

- [1] OECD/NEA Pipe Failure Data Exchange (OPDE) Project, 2002–2008 Status Report, NEA/CSNI/R(2009)19, 5. November 2009.

1.1.12. OECD SCAP – Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project

Auftragnehmer: OECD-NEA

Zusammenfassung des ENSI

Einleitung

Von der OECD-NEA werden diverse Datenbanken verwaltet, bei denen die Aufsichtsbehörden eine aktive Rolle spielen. Im Rahmen des internationalen OECD-Projekts SCAP werden Schäden aus den Kernkraftwerken gesammelt und ausgewertet, die auf Spannungsrissskorrosion an Behältern und Rohrleitungen zurückzuführen sind oder durch Alterung an elektrischen Kabeln entstehen. Die Schweiz beteiligt sich seit 2009 an einem SCAP-Teilprojekt zur Spannungsrissskorrosion. Das SCAP-Projekt hat auch eine enge Verbindung zum OPDE-Projekt (Datenbank für Rohrleitungsschäden). Mitgliedsländer von SCAP und OPDE sind Belgien, Tschechien, Finnland, Frankreich, Deutschland, Korea, Japan, Mexiko, Slowakei, Spanien, Schweden, USA und die Schweiz.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Im Berichtszeitraum wurde eine umfangreiche Wissensdatenbank zu wichtigen Aspekten der Spannungsrissskorrosion aufgebaut. Dies war möglich unter der massgeblichen inhaltlichen und finanziellen Unterstützung durch die japanische Aufsichtsbehörde. Dazu sind aus der Vielzahl an Datenbankeinträgen, die für die unterschiedlichen Arten der Spannungsrissskorrosions-Befunde gesammelt wurden, wichtige Referenz-Schadensfälle identifiziert worden. Der aktuelle Kenntnisstand zu den wichtigsten Mechanismen der Spannungsrissskorrosion wird in einem durch internationale Experten erstellten Bericht zusammengefasst. Dabei werden als Schwerpunktthemen die Spannungsrissskorrosion an Inconel-Mischnähten für Druckwasserreaktoren und die interkristalline Spannungsrissskorrosion an Komponenten von Siedewasserreaktoren behandelt. Der Begriff Inconel bezeichnet eine Sorte von korrosionsbeständigen Nickelbasislegierungen.

Ergänzt wird die Zusammenstellung durch eine Dokumentation der Vorgehensweise der einzelnen Mitgliedsstaaten. Im Einzelnen werden folgende länderspezifische Aspekte behandelt:

- Regelungen und Informationsfluss bei meldepflichtigen Ereignissen,
- Verfahrensweise für Spannungsrissskorrosions-Befunde,

- Gesetzliche Grundlagen und Regelwerke,
- Anforderungen an zerstörungsfreien Prüfungen und Qualifizierungsmassnahmen,
- Vorbeugemassnahmen, Reparaturverfahren, etc.,
- Forschungsaktivitäten mit Bezug zu Spannungsrisskorrosion.

Die OECD hat für die Wissensdatenbank des SCAP-Projekts eine Internetseite erstellt. Diese Plattform soll den Informationstausch zwischen den Mitgliedsländern erleichtern und wird auch die zukünftige Aktualisierung der Daten vereinfachen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Alterungsüberwachung ist eine der zentralen Aufgaben für den geplanten Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke. Die aktive Verfolgung und Auswertung von alterungsbedingten Schäden an anderen Anlagen ist dabei wichtig und Bestandteil der in der Schweiz etablierten Alterungsüberwachung. Mit einer Analyse von Schäden in anderen Kernkraftwerken kann eine mögliche Übertragbarkeit auf die eigene Anlage geprüft und das bestehende Instandhaltungsprogramm rechtzeitig angepasst werden. Der dafür nötige Informationsfluss ist in der Schweiz auf verschiedenen Ebenen organisiert und wird durch aktive Bewirtschaftung unterschiedlicher Datenbanken umgesetzt.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Mitgliedsländer des SCAP-Projekts haben ein Interesse an der Fortführung des Projektes, dabei ist auch die zukünftige Anbindung an das OPDE-Projekt zu beachten. Zu diesem Thema ist für 2010 ein gemeinsames Projekttreffen mit der OPDE-Arbeitsgruppe geplant. Im Jahr 2010 ist ein umfangreicher Abschlussbericht sowie ein Workshop vorgesehen, der die geleistete Arbeit zusammenfassen wird.

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

Auftragnehmer: OECD-NEA
Zusammenfassung des ENSI

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 Projektes ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über so genannte Common-Cause Failure- (CCF) Ereignisse. Dies sind Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei gleichartigen Komponenten aufgrund gemeinsamer Ursache auftreten. Um dieses Ziel zu erreichen, werden CCF-Ereignisse 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 Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Dauerhafte Ziele des ICDE-Projekts sind die Erfassung neuer CCF-Ereignisse, die Erstellung und Pflege von Kodierungsrichtlinien für die in die Datensammlung aufgenommenen Komponententypen, die Erstellung von Analyseberichten sowie die Weiterentwicklung der Datenbank bei gleichzeitig zuverlässigem Betrieb. Für das Jahr 2009 waren ausserdem folgende Aufgaben geplant: die Durchführung eines Vergleichstests (Benchmark) zu verschiedenen Quantifizierungsmethoden der Wahrscheinlichkeit von CCF, die Organisation eines Workshops zum Komponententyp *Wärmetauscher* und die Aktualisierung des Analyseberichtes zum Komponententyp *Kreiselpumpen*.

Im Jahr 2009 konnten folgende Arbeiten durchgeführt werden:

- Es wurden weitere Ereignisse in die ICDE-Datenbank aufgenommen. Die Datenbank enthält jetzt ca. 1500 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 10 verschiedene Komponententypen.
- Die allgemeine Komponenten-Kodierungsrichtlinie wurde mit der Angabe der wesentlichen Fehlermodi für alle Komponententypen aktualisiert.
- Die Arbeiten zur Erstellung einer Kodierungsrichtlinie für den Komponententyp *Lüfter* wurden angegangen. Ein erster Entwurf der Kodierungsrichtlinie ist vorhanden. Diskutiert wird noch der Umfang der Systeme und die Lüftertypen, für welche Daten erhoben werden sollen.
- Die Vorarbeiten zur Erstellung einer Kodierungsrichtlinie für den Komponententyp *Luftventile* wurden begonnen.
- Ein Workshop zum Komponententyp *Wärmetauscher* wurde durchgeführt, mit dem Ziel, die Konsistenz der Daten in der ICDE-Datenbank bezüglich der aktuellen

Kodierung (insbesondere der Korrelation zwischen den Fehlersymptomen und den Fehlermechanismen) zu überprüfen.

- Eine erste Version des Analyseberichts für den Komponententyp *Steuerstabantriebe* wurde entworfen.
- Anlässlich der Überarbeitung des Analyseberichts für den Komponententyp *Kreiselpumpen* wurde ein erster Entwurf erstellt. Im Rahmen eines Workshops wurde die Konsistenz der Einteilung der Datensätze in der ICDE-Datenbank anhand verschiedener Beispiele überprüft.
- Die für die Datenerfassung entwickelte ICDE-Datenbank wurde um zusätzliche Funktionen erweitert, um die Verwaltung und Auswertung der Datensätze zu erleichtern. Jetzt kann z.B. eine Suche über alle Felder der Datenbank erfolgen. Ferner wurde das Benutzerhandbuch der Datenbank neu strukturiert und erweitert, um es benutzerfreundlicher zu machen.

Das Budget für das Jahr 2009 wurde eingehalten. Die Projektziele für das Jahr 2009 wurden bis auf die Durchführung des Vergleichstests (Benchmark) alle erreicht. Die Benchmarkübung wird mit Daten aus Frankreich ausserhalb des ICDE-Projektes durchgeführt. Die Resultate werden den ICDE-Teilnehmern mitgeteilt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

CCF-Ereignisse können die Funktion mehrerer Redundanzen (funktionell unabhängige Teilsysteme) beeinträchtigen und sind daher von besonderer Sicherheitsrelevanz. 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.

Die im Rahmen des ICDE-Projektes im Jahr 2009 gesammelten und ausgewerteten Erfahrungen bezüglich CCF-Ereignissen lieferten keinen Anlass, Massnahmen in den schweizerischen Kernkraftwerken zu ergreifen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr gesetzt:

- Der Entwurf der Kodierungsrichtlinie für den Komponententyp Lüfter soll weiter entwickelt werden. Insbesondere soll die Liste der Systeme mit Lüftern, für welche Daten erhoben werden, klar definiert werden.

- Neue Kodierungsrichtlinien für die Komponententypen Frischdampf-Absperrventile und Luftventile sollen entworfen werden.
- Der Entwurf des Analyseberichts für den Komponententyp Kreiselpumpen soll mit weiteren Auswertungen insbesondere Trendanalysen ergänzt werden.
- Kriterien für die Markierung von wichtigen CCF-Ereignissen in der Datenbank sollen identifiziert werden. Eine entsprechende Untersuchung soll von Deutschland und Schweden durchgeführt werden.
- Verschiedene technische Verbesserungen der Datenbank sollen implementiert werden.

1.1.14. OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA
Zusammenfassung des ENSI

Einleitung

Das Ziel des Projekts «OECD Fire Incident Record Exchange» (OECD FIRE) ist 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 Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Mit Ablauf des Jahrs 2009 endete die zweite Phase des im Jahr 2003 gestarteten Projekts. Bis Ende 2008 waren 334 Ereignisse in die Datenbank eingegeben worden. Planmässig wurden im Jahre 2009 Daten zu weiteren Brandereignissen gesammelt. Neben der Erfassung neuer Ereignisse war ein Schwerpunkt, soweit möglich Daten zurückgehend bis 1990 zu erheben. In der zweiten Phase wurden auch erste detaillierte Analysen mit Hilfe der Datenbank durchgeführt. Damit wurden die Projektziele für 2009 erreicht, das Budget wur-

de eingehalten. Zur Dokumentation der Ergebnisse der zweiten Phase wurde in zwei Projektsitzungen (beide in Frankreich) der Bericht «FIRE Project Report: Collection and Analysis of Fire Events (2002–2008) – First Applications and Expected Further Developments» erstellt. Im Rahmen dieser Sitzungen wurden auch die Ziele der kommenden dritten Phase diskutiert. Alle derzeit teilnehmenden Länder haben ihr Interesse bekundet, sich in der nächsten Phase am OECD-FIRE-Projekt zu beteiligen.

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 die 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 durch weitere Brandereignisse aus der Vergangenheit ergänzt werden. Ferner sollen jährlich im Rahmen der Projektsitzungen konkrete Auswertungen der Datenbank geplant 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 erstes Ziel wird die Abschätzung raumbezogener sowie komponentenbezogener Brandeintrittshäufigkeiten angestrebt.

1.1.15. OECD CABRI Waterloop Project

Auftragnehmer: OECD-NEA

Zusammenfassung des ENSI

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 auslegungsgemässe Einhaltung spezieller Sicherheitskriterien wird das Ausmass möglicher Brennstabschäden derart begrenzt, dass der Reaktorkern kühlbar bleibt. Die allgemeine Tendenz zur Steigerung der Brennstababbrände hat die Frage aufgeworfen, ob die einschlägigen Sicherheitskriterien auch bei hohen Abbränden gültig sind.

Das «CABRI International Project (CIP)» wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und dem «Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)» getragen. In diesem Projekt sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Hochabbrand-Brennstäben bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in DWR durchgeführt werden. Zu diesem Zweck wird die bisher mit Natrium gekühlte Testschleife des CABRI-Reaktors auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop, CWL), damit die Versuchsanordnung den in DWR vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen besser entspricht. Die Bedingungen für Reaktivitätsstörfälle in Siedewasserreaktoren werden nicht untersucht. 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 Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Im Jahre 2009 wurden folgende Projektziele erreicht resp. aufgrund neuer Anforderungen modifiziert:

- Der Umbau der Kernstruktur ist abgeschlossen. Die

Testzelle ist fertig und in den Sicherheitsbehälter eingeführt. Die Helium-Druckregelung wurde angeschlossen und der Test der Wasserschleife wurde erfolgreich abgeschlossen.

- Die Testmatrix, die auch einen Versuch an einem hochabgebrannten Mischoxid (MOX)-Brennstabsegment aus dem KKW Beznau (KKB) beinhaltet, blieb unverändert.
- Mehrere mechanische Dehnungsversuche im Rahmen des PROMETRA-Programms an bestrahlten Zr-4-Hüllrohren wurden bei verschiedenen Temperaturen durchgeführt. Das Verformungsverhalten hängt neben der Temperatur auch von der Dicke der äusseren Schicht, die ausgeschiedene Hydride enthält, ab. Die Verformungs- und Versagensmechanismen bedürfen weiterer detaillierter Nachuntersuchungen der Gefügestruktur.
- Am Paul Scherrer Institut (PSI) wurden Messungen zur Verteilung der Hydridausscheidungen in den SWR-PROMETRA-Proben durchgeführt. Für ein Hüllrohrsegment aus dem KKW Leibstadt (KKL) lagen sie zwischen 4,7 % und 16,8 %.
- Vorausberechnungen zu mehreren geplanten CABRI-RIA-Tests wurden durchgeführt.
- Eine CABRI-Internetseite wurde eingerichtet, die den Projektteilnehmern einen aktuellen Überblick über die Aktivitäten im Projekt ermöglicht.
- Die Kooperation mit der japanischen Atomenergie-Agentur (JAEA) und ihrem thematisch verwandten Programm ALPS-II wurde fortgesetzt. Der Bau der JAEA-RIA-Testzelle wurde begonnen. Der Sensor zur Messung transienter Druck- und Temperaturverläufe für die Bestimmung der Spaltgasdynamik wird derzeit entwickelt.
- Vorausberechnungen der Versagensenthalpie (bis zum Versagen zugeführte Energiemenge) mit dem Programm SCANAIR zeigten sehr gute Übereinstimmungen mit bisherigen ALPS-RIA-Tests.

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 MOX-Brennstoff 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 – welt-

weit die einzige Anlage, an der das Brennstoffverhalten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Leichtwasserreaktoren realitätsnah simuliert werden kann. Die Versuchsergebnisse des CIP werden es erlauben, die Störfallphänomene in den verschiedenen Berechnungsprogrammen (z.B. FALCON, welches vom PSI verwendet wird, vgl. Kap. 1.1.5) genauer zu modellieren. Damit können die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle überprüft und nötigenfalls verbessert werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die grössten Problematiken beim Umbau – zurückzuführen vor allem auf fehlerhafte Schweissnähte – konnten überwunden werden. Seitdem laufen die Arbeiten nahezu planmässig, und es wurden grosse Fortschritte erzielt. Der erste RIA-Test ist für Anfang 2011 geplant. Durch die Verzögerungen beim Umbau konnte die Testmatrix von der Technical Advisory Group (TAG) deutlich ausführlicher besprochen werden. Aus diesen Gründen sind – wie schon 2009 – zukünftig nur marginale Änderungen der von allen Teilnehmern der TAG getragenen Matrix zu erwarten.

Im Rahmen des PROMETRA-Programms laufen derzeit 12 Dehntests (ring tensile tests) mit LK3-Hüllrohrproben aus dem KKL. Die Probenpräparation zur Durchführung von zunächst geplanten vier Bersttests ist sehr aufwändig. Deshalb sollen zunächst der Abschluss und die Auswertung der 12 Dehntests abgewartet werden. Über das weitere Vorgehen, das im Wesentlichen von den aus den 12 Dehntests ermittelten plastischen Eigenschaften abhängt, wird die TAG entscheiden (Sitzung im März 2010).

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

Auftragnehmer: OECD-NEA
Zusammenfassung des ENSI

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 nor-

wegischen 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 Clearinghouse einsehbar.

Projektziele des Berichtsjahrs 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 Hauptziel besteht weiterhin in der Erfassung und Bereitstellung von Daten für die Analysen. Die bereits in der Datenbank erfassten Ereignisse sollen aufbereitet und noch offene Beiträge durch die Mitglieder der Steering Group verifiziert werden. Mit einer gezielten und kontinuierlichen Erfassung von Ereignissen soll die Datenbank weiter ausgebaut werden. Die SG-Mitglieder werden angehalten, allfällige Ereignisse, welche bei der Erfassung und Umsetzung von elektrischen Messwerten auf rechnerbasierten Systemen zu Fehlfunktionen führen, bereitzustellen.

Die anlässlich des letzten Meetings ausgearbeitete Qualitätsmanagement-Vorschrift für Kriterien von Meldungen und Publikationen wurde überarbeitet. Als eine wesentliche Änderung wurde dabei eine Massnahme zur Erleichterung der Dateneingabe eingefügt. Diese erfolgt neu in einer dreistufigen Hierarchie mit folgenden drei Ebenen: National Coordinator (NC), Data Provider (DP), Assisting Data Provider (DPA).

Durch diese Erneuerung kann die Bearbeitung von Ereignissen durch einen DPA erfolgen. Mit dieser Massnahme soll der DP bei einer Ereignisbearbeitung entlastet werden. Der NC hat die Funktion eines Überwachers, der auf die entsprechenden Länderdaten übergeordnet zugreifen kann.

Die Erfassung der Daten erfolgt auf der Basis der Berichte von gemeldeten Ereignissen. In einer ersten Analyse gibt es bereits Hinweise, welche Fehlerarten und welche Tätigkeiten im Lebenszyklus bei rechnerbasierten Systemen besonders zu beachten sind.

Für die Bereitstellung und Erfassung der Daten in der Datenbank werden die Teilnehmer durch den OA unterstützt. Die Daten in der Datenbank sind anonym erfasst und nur für die Teilnehmerländer zugänglich.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt soll Daten zu Ausfällen und Fehlern in digitalen Leittechniksystemen in einer Datenbank bereitstellen. Diese Datenbank liefert Informationen über die Grundursachen und Fehlerarten von Ereignissen in rechnerbasierten Systemen und über die wechselseitige Beeinflussung von Hardware und Software. Die Sammlung von Informationen über Ausrüstungen und Systeme, die in Kernkraftwerken eingesetzt werden (häufig in Systemen mit tiefer Sicherheitsrelevanz wie Regelsysteme, Begrenzungssysteme, Informationssysteme) ist hilfreich, um auch für rechnerbasierte Ausrüstungen und Systeme der höchsten Sicherheitsrelevanz (z.B. Reaktorschutzsysteme) eine Erfahrungsbasis zu erhalten.

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

In der laufenden Projektphase (2008–2010) sollen die beteiligten acht Länder die Erfassung und die Qualitätsprüfung der Daten von Ereignissen mit computerbasierten Systemen sowie deren Bereitstellung für die Analysen forcieren. Mit einer Erhöhung der Anzahl publizierter Ereignisse erhofft sich die SG, weitere Mitgliedsländer für das Projekt COMPSIS gewinnen zu können.

1.2. Strahlenschutz

1.2.1. Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

Die Sektion Messwesen der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des PSI ist von der Schweizerischen Akkreditierungsstelle SAS als fachlich und organisatorisch kompetent anerkannt. Sie befasst sich mit Fragen zur Eichung und Kalibrierung von Dosimetriesystemen und Strahlenmessgeräten. Die Personendosimetrie, also die Messung der äusseren und inneren Strahlenexposition von Menschen, ist eine wichtige Aufgabe des Strahlen-

schutzes. Die Dosimetrieverordnung stellt hohe technische Anforderungen an die Dosimetriestellen. Erhebliche Bedeutung haben auch die Messungen zur Freigabe von Materialien aus kontrollierten Zonen und zur Überwachung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung. Für das ENSI führt diese Sektion Expertisen sowie Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik durch.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Im Rahmen des Teilprojekts «Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen» wurde das Gebiet um die Kernkraftwerke Mühleberg und Gösgen aeroradiometrisch ausgemessen. Es konnten mit Ausnahme der Betriebsareale der Kernanlagen keine erhöhten Messwerte registriert werden. Auf den Betriebsarealen wurden die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten. Zusätzlich nahm das Schweizer Aeroradiometrie-Team zusammen mit Gruppen aus Deutschland und Frankreich an einer Übung teil, die durch das deutsche Bundesamt für Strahlenschutz und die deutsche Bundespolizei organisiert wurde. Die Anwendung einer neuartigen Suchstrategie erbrachte wesentliche Fortschritte im Aufspüren von im Gelände verborgenen radioaktiven Quellen.

Im Gebiet der internationalen Strahlenschutznormung arbeitet je ein Vertreter des PSI in den ISO-Arbeitsgruppen WG17 und WG14 aktiv mit. Der Revisionsprozess der ISO 7503, eine Norm über die Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen, ist in der Arbeitsgruppe WG17 nach längerem Unterbruch wieder in Gang gekommen. Die WG14 befasst sich mit der Revision der ISO 2889 «Sampling Airborne Radioactive Materials from Stacks and Ducts of Nuclear Facilities». Anfang 2010 wurde die revidierte Norm von den Mitgliedsstaaten mit Kommentaren akzeptiert.

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. Erste Messungen mit komplexen Geometrien wurden durchgeführt. Dabei zeigten sich jedoch zwischen Simulationen und Messungen grössere nicht akzeptable Abweichungen, deren Ursache noch nicht bestimmt werden konnte.

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 (Figur 6). Für die Auswertung des Detektors wird flächendeckend die Detektoroberfläche vollautomatisch abgetastet und mikroskopisch erfasst. Während der komplexen Bildanalyse werden alle erfassten und erkannten Objekte mit 31 Parametern charakterisiert. Im Berichtsjahr führte das PSI ein detailliertes Untersuchungsprogramm durch zur Überprüfung der Reproduzierbarkeit der Auswertung, zur Bestimmung der Linearität im Dosisbereich von 0.5 bis 100 mSv und zum Einfluss der Ätzparameter Temperatur und Zeit auf die



Figur 6: Auswertung des Detektormaterials CR-39 mittels computergestützter Bildanalyse und digitaler Mikroskopie. Dazu wird das hier gezeigte TASL-System mit Mikroskop und Objekt-Tisch verwendet (Quelle: PSI).

Ergebnisse. Die Ergebnisse des Programms sollen im Jahr 2010 publiziert und an den europäischen Tagungen IM-2010 und IRPA-2010 präsentiert werden.

Auf dem Gelände des PSI betreibt das ENSI zwei Sonden des MADUK-Messnetzes. Nach Austausch durch empfindlichere Sonden wurden sporadische Erhöhungen der Dosisleistung um ungefähr 20 nSv/h beobachtet. Unter Strahlenschutz-Gesichtspunkten ist diese Erhöhung unerheblich. Im Rahmen des Ad-hoc-Teilprojekts «Umgebungs-Dosisleistungsspitzenwerte von MADUK-Sonden» konnte gezeigt werden, dass die neuen und empfindlicheren MADUK-Sonden in der Lage sind, geringfügige Ortsdosisleistungs-Erhöhungen aufgrund der Abgabe von Positronenstrahlern im West-Areal des PSI nachzuweisen. Diese Dosisleistungserhöhungen entsprechen der Erwartung aus Modellrechnungen zur Ausbreitung der Emissionen des PSI.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Aeroradiometrie ist ein wichtiges Element der schweizerischen Notfallorganisation. Sie wird seit 1989 eingesetzt und ist seit 1994 in der Notfallorganisation des Bundes integriert. Die flächenhaften radiometrischen Aufnahmen erlauben eine rasche Erfassung des Strahlenpegels in grösseren, auch unzugänglichen Gebieten. In jährlichen Übungen wird die Einsatzbereitschaft sichergestellt und der Bedarf für Erneuerungen ermittelt. Die vom PSI geleisteten Beiträge 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.

Die Entwicklungs- und Forschungsarbeit auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik fördert die nukleare Sicherheit und stärkt die Rechtssicherheit, zum Beispiel bezüglich Eichungen bei Freimessungen. 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.

Im Rahmen der Aufsicht des ENSI können jederzeit messtechnische Fragestellungen auftreten, die das PSI in Ad-hoc-Teilprojekten beantwortet.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik wird fortgesetzt. Die regelmässigen Fachgespräche zwischen ENSI und PSI haben sich bewährt. Für

das Jahr 2010 sind Arbeiten an folgenden Teilprojekten geplant:

- Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung
- Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik
- Validierung von Monte-Carlo-simulierten Kalibrierungen des PSI-Ganzkörperzählers
- Weiterentwicklung der n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren
- Durchführung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung
- Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen
- Bestimmung des Kohlenstoffisotops ^{14}C in der Fortluft nuklearer Anlagen und des Protonenbeschleunigers am PSI: Literaturstudium mit möglicher praktischer Umsetzung im Rahmen der Erneuerung von Emissionsüberwachungsanlagen
- Kalibrierung von Reinstgermanium-Detektoren für niederenergetische Photonenstrahlung unterhalb von 50 keV für verschiedene Messgeometrien. Aufbau einer Nuklid-Bibliothek für Röntgenlinien-Emissionen von Aktiniden
- Evaluation von Messgeräten für die Schilddrüsen-Triagemessung im Unglücksfall bei Kindern
- Prüfung von elektronischen Dosimetriesystemen im Feldeinsatz hinsichtlich Anforderungen der Dosimeterverordnung für Photonen- und Betastrahlung

1.2.2. Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Radioanalytik

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

In der Radioanalytik werden chemische und physikalisch-chemische Untersuchungen in Verbindung mit Kernstrahlungsmessungen an verschiedensten radio-nuklidhaltigen 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 oder Messungen von Umweltproben im Rahmen der

Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung der Inkorporation. Im PSI befasst sich die Sektion Messwesen der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit mit Fragestellungen dieser Art. Die Zusammenarbeit ermöglicht es dem ENSI, Entwicklungsarbeiten für Analyse- und Messmethoden durchführen zu lassen.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Die Entwicklung einer Schnellmethode zur Bestimmung der Strontiumisotope ^{89}Sr und ^{90}Sr in Frischmilch wurde erfolgreich abgeschlossen. Die Methode basiert auf der direkten Anlagerung von Sr an einen so genannten Chelatbildner, also einer organischen Verbindung, welche zusammen mit dem Strontium einen Komplex formt. Die Entwicklungsarbeiten für die simultane Bestimmung der Plutoniumisotope ^{241}Pu , ^{240}Pu , ^{239}Pu und ^{238}Pu in Schlammproben mittels der Methoden Liquid Scintillation Counting (LSC), Alpha- und Massenspektrometrie (MS) wurden ebenfalls beendet. Die Messwerte von Alpha- und Massenspektrometrie stimmen im Prozentbereich überein. Einen Unterschied von ungefähr 15 % zwischen den Messtechniken LCS und MS will das PSI im Jahr 2010 anhand von Referenzmaterialien und der Beteiligung von zwei zusätzlichen Speziallaboratorien des Bundes klären.

Ein Verfahren zur Bestimmung des Wasserstoffisotops ^3H (Tritium) und des Kohlenstoffisotops ^{14}C (Radiokarbon) in Schlammproben und Reaktorrückbaukomponenten mit einem geschlossenen Gasextraktionssystem wurde erfolgreich mit der Erstellung einer Arbeitsvorschrift abgeschlossen.

Im Jahr 2009 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen sowohl auf nationaler wie auch internationaler Ebene teil. Bei fast allen Vergleichsmessungen liess sich eine sehr gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durchführen lassen kann. Ein wesentlicher Gewinn der Vereinbarung 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 nur dank der Attraktivität von Verfahren nach dem neuesten Stand der Technik für dieses Gebiet gewonnen werden können.

Für die Aufsichtstätigkeit des ENSI sind die Immissionsmessungen im unteren Aaretal und die Analyse der schwer messbaren Nuklide in Proben aus dem Rückbau der Kernanlagen sehr wichtig. Durch solche Analysen wird gewährleistet, dass die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Freigrenzen (LE) eingehalten werden und damit die Bevölkerung und Umwelt vor radioaktiver Strahlung geschützt wird.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Zusammenarbeit in der Radioanalytik wird fortgesetzt. Für das Jahr 2010 sind Arbeiten an folgenden Teilprojekten geplant:

- Entwicklung einer radiochemischen Schnellmethode für die simultane Bestimmung von Uran, Plutonium, Americium und Curium in Abwasserproben
- Erweiterung der Mikrowellen- und Fusionsaufschlussmethoden für schwer aufschliessbare Materialien (Beton aus Protonenstrahlabschirmungen, Silikate aus Umweltproben)
- Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen (Gamma- und Alpha-Spektrometrie, Tritium, Strontium, usw.)

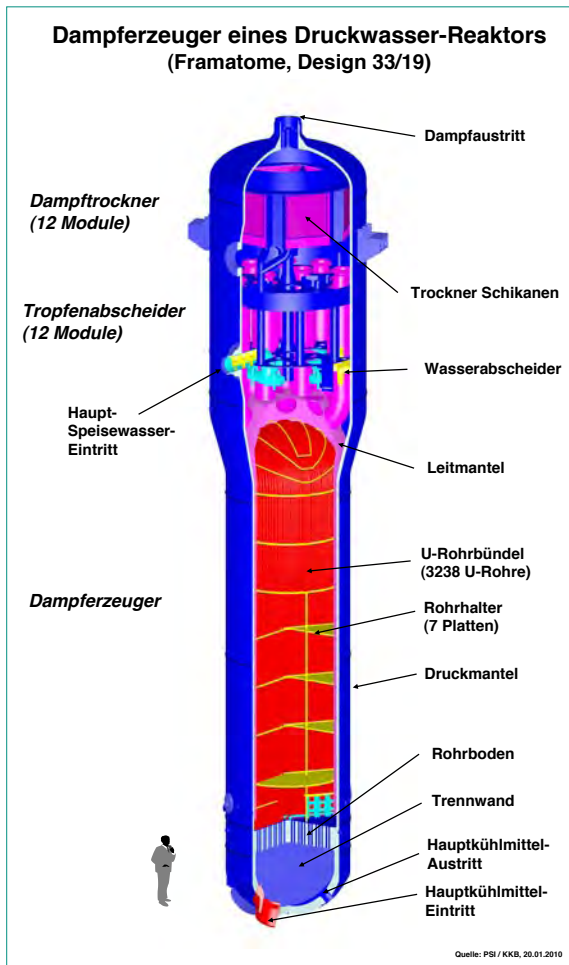
1.2.3. ARTIST II – Aerosol Trapping in the Steam Generator

Auftragnehmer: Internationales Forschungskonsortium unter der Leitung des PSI

Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

Das Projekt ARTIST (2003–2011) untersucht KKW-Unfallsequenzen mit Kernschmelzen und Containment-Bypasssequenzen (Freisetzung von Stoffen unter Umgehung der Barrieren) wie Dampferzeuger-Heizrohrbruch verbunden mit fehlerhafter Isolation des Dampferzeugers. Solche Unfallsequenzen haben nach heutigem Kenntnisstand zwar eine ausserordentliche 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 Aerosolen (feinste Partikel im Mikrometer-Bereich) und in Form von Tropfen auf der Primär- und Sekundärseite eines Dampferzeugers zurückgehalten wird. Das Ziel



Figur 7: Dampferzeuger eines Druckwassereaktors (Framatome Design 33/19; Quelle: PSI/KKB).

des ARTIST-Projekts ist es, diese Rückhaltungsprozesse zu quantifizieren.

Die Projektphase ARTIST-II läuft von 2008 bis 2011. Als Nachfolgerin von ARTIST-I (2003–2007) dient sie folgenden Zwecken: die Vervollständigung des experimentellen Datenmaterials, die Synthese, Skalierung und Umsetzung des vorhandenen Datenmaterials auf verschiedene Geometrien, Betriebsbedingungen und Störfallsequenzen von Dampferzeugerheizrohrbrüchen bei Druckwasserreaktoren. Das Projekt wird mit 11 Partnern in einem internationalen Konsortium unter der Leitung des PSI durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

In ARTIST-II werden parallel verschiedene Einzelaspekte des Aerosol- und Tropfentransports untersucht, die bisher noch nicht betrachtet wurden und im Laufe von ARTIST-I zusätzliche Bedeutung erlangt haben. Das Projekt ist nach räumlichen Gesichtspunkten der untersuchten

Effekte im Dampferzeuger (Figur 7) in verschiedene Teile, den so genannten Projektphasen, gegliedert. In jeder Projektphase werden bestimmte lokale Aspekte untersucht, wobei sich die Arbeiten in ARTIST-II auf fünf der ursprünglich acht Projektphasen konzentrieren.

Phase I: Aerosol-Rückhaltung in den Dampferzeugerrohren

Die Ablagerungs- und Wiederaustragsprozesse in den Dampferzeugerrohren werden bei sehr hohen Gasgeschwindigkeiten (bis zu 300 m/s) untersucht. Die Konzentration und die Art der Aerosole werden in vier verschiedenen Tests variiert. Der Wiederaustrag (Resuspension) von Aerosolen soll hierbei minimiert werden.

Phase II: Aerosol-Rückhaltung im Nahbereich des Heizrohrbruchs (trockene Bedingungen)

Im Nahbereich des Heizrohrbruchs mit den dort auftretenden sehr hohen Geschwindigkeiten der Aerosole liegt ein hohes Potenzial für ihre Rückhaltung vor. Der Gasdurchsatz, die Aerosolgröße und das Aerosolmaterial werden in fünf Tests variiert. Auch hier soll die Resuspension minimiert werden, um das Rückhaltevermögen durch Trägheitsabscheidung (Impaktion) zu bestimmen.

Phase V: Aerosol-Rückhaltung bei gefluteter Sekundärseite des Dampferzeugers

Wird die Sekundärseite des Bündelbereichs des Dampferzeugers mit Wasser geflutet, wobei die Wasserüberdeckung des Heizrohrbruchs nur gering ist, werden Aerosole im Bereich des Bruchs massgeblich durch Impaktion abgeschieden. Der Einfluss der Aerosolgröße und des Gasdurchsatzes werden in vier Tests untersucht.

Phase VI: Rückhaltung von Tropfen im Tropfenabscheider und Dampftrockner

In dieser Projektphase wird das Tropfenverhalten mit den darin enthaltenen Spaltprodukten bei Auslegungstörfällen untersucht. Der Heizrohrbruch befindet sich hierbei am oberen Ende des Dampferzeugerbündels, so dass feinste primäre Flüssigkeitstropfen erzeugt und durch die Tropfenabscheider und Dampftrockner transportiert werden. Weitere Aspekte der Tropfenrückhaltung und der Einfluss des Strömungsfeldes des Trägergases werden in zahlreichen Tests untersucht.

Phase VIII: Aerosol-Rückhaltung bei geflutetem Tropfenabscheider

Bei diesen Versuchen erfolgt der Heizrohrbruch am oberen Ende des Dampferzeugerbündels, und die Sekun-

därseite wird bis auf Höhe des Austritts des Tropfenabscheiders, dem Weitbereich der Wasserniveaumessung, geflutet. Dann können Aerosole durch «pool scrubbing» (Rückhaltewirkung von Wasservorlagen) und durch die komplexen Interaktionen des Blasenschwarms mit den Einbauten des Tropfenabscheiders abgeschieden werden. In drei Versuchen werden der Einfluss des Gasdurchsatzes und der Aerosolgrösse auf das Rückhaltevermögen studiert.

Eines der Ziele des Jahrs 2009 war es, spezifische experimentelle Methoden zur Aerosolerzeugung zu entwickeln, um Aerosole in prototypisch hohen Konzentrationen und in einer Form zu erzeugen, bei der die Resuspension von an Oberflächen abgeschiedenen Aerosolen minimiert wird (Phase I und II). Die geplanten Versuche der Phasen V und VIII wurden erfolgreich durchgeführt und dokumentiert.

In den vier Tests der Phase V wurde die Aerosol-Rückhaltung bei minimalen und maximalen Gasdurchsätzen für zwei unterschiedliche Aerosolgrössen bestimmt. Die Höhe der Rückhaltung nimmt mit zunehmendem Gasdurchsatz und zunehmender Partikelgrösse zu. Grössere Partikel werden dabei effektiver als kleinere Partikel zurückgehalten.

Einer der Tests der Phase VIII wurde bei minimalem Gasdurchsatz durchgeführt, während bei den weiteren beiden Tests der Gasdurchsatz in vier Stufen vom minimalen bis auf maximalen Wert erhöht wurde. Die Rückhaltung ist bei allen Tests sehr hoch und praktisch unabhängig vom Gasdurchsatz und von der Partikelgrösse. Der Abscheideprozess wird dominiert durch die hohe Wasservorlage und das komplexe Strömungsverhalten im gefluteten Tropfenabscheider.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Durch die Vertiefung des Verständnisses der komplexen Phänomene des Aerosoltransports unter Störfallbedingungen können Unsicherheiten in PSA-Studien verkleinert werden. Ferner kann dieses Verständnis zu einer realistischeren Quellterm- und Dosisprognose im Ereignisfall beitragen und so helfen, die effektiv erforderlichen Notfallschutzmassnahmen anzuordnen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im folgenden Jahr 2010 ist geplant, die Aerosolveruche der Phasen I und II durchzuführen und die Versuche der Phase VI zur Tropfenabscheidung zu beginnen. Im letzten Projektjahr erfolgt der Abschluss der verbliebenen Tests der Phase VI, die Synthese der Ergebnisse des AR-

TIST-I und ARTIST-II Projektes und Verwendung des Datenmaterials zur Risikobewertung von Heizrohrbruch-Unfallsequenzen.

1.3. Transport und Entsorgung

1.3.1. Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri

Auftragnehmer: Forschungsgruppe Ingenieurgeologie der ETH Zürich

Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri ist ein internationales Forschungsprojekt, in welchem geologische, hydraulische, geochemische und felsmechanische Eigenschaften des Opalinustons im Hinblick auf die Beurteilung von Sicherheit und bautechnischer Machbarkeit geologischer Tiefenlager untersucht werden. Am Forschungsprojekt beteiligen sich heute insgesamt 14 Organisationen aus 8 Ländern (Schweiz, Belgien, Frankreich, Deutschland, Kanada, Spanien, Japan und USA). Mit dem Beitritt von CHEVRON im Berichtsjahr gewinnt das Forschungsprojekt einen interessanten neuen Partner der Erdölbranche, der viel Wissen und Erfahrung aus dem Bereich der Charakterisierung von Tongesteinen als Siegel von Kohlenwasserstoff-Lagerstätten und der CO₂-Sequestrierung einbringt.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Der Schwerpunkt der ENSI-Forschungsarbeiten lag 2009 auf dem RC-Experiment («Rock Mass Characterisation»), welches von der Ingenieurgeologie der ETH Zürich durchgeführt wird. Im Vordergrund dieses mehrjährigen Experiments steht einerseits die Untersuchung der durch den Bau der Galerie-08 infolge von Spannungsumlagerungen induzierten Deformationen im Gebirge und andererseits die Erfassung der sehr langsam ablaufenden langfristigen Verformungen mittels eines Bohrloch-Monitoring-Systems. Am Experiment beteiligen sich neben dem ENSI und der ETH die deutsche Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe BGR (Geophysik), die CHEVRON (Felsmechanik) und swisstopo (Geodäsie).

Das ENSI beteiligte sich ferner an zwei weiteren kleinen Folgeexperimenten in der EZ-B Nische des ENSI: Im Cyc-

lic-Deformation(CD)-Experiment (siehe Figuren 8 und 9) wird das zyklische Austrocknungsverhalten der Stollenwand in Abhängigkeit des Stollenklimas (Temperatur, Luftfeuchtigkeit) untersucht. Mit dem Evaporation-Logging(FM-D)-Experiment evaluiert das ENSI zusammen mit swisstopo eine neue Methode der Durchlässigkeitsbestimmung (evaporation logging) in Bohrungen. Die Arbeiten zum RC-Experiment schreiten planmässig voran. Von besonderem Interesse ist dabei die Untersuchung des Einflusses bestehender Diskontinuitäten (Trennflächen wie Klüfte, Scherzonen, Störungen, Schichtung) auf das mechanische Gebirgsverhalten des Opalinustons. In der Berichtsperiode wurden die Verformungsmessungen in den beiden Beobachtungsbohrungen BRC-1 und BRC-2, die geodätischen Verschiebungsmessungen am Hohlraumrand sowie die mittels Laseraufnahmen evaluierten flächenhaften Verschiebungen im Versuchsabschnitt der Galerie-08 (Stollenabschnitt 94 m bis 127 m) zum grössten Teil wissenschaftlich ausgewertet. Bisher liegen Ergebnisse der geologischen Kartierung in Kombination mit Laserscan-Aufnahmen der Stollenwand der Galerie-08 sowie geophysikalische Messungen in den Beobachtungsbohrungen vor. Diese lassen eine signifikante Heterogenität erkennen, die variierende Gebirgseigenschaften innerhalb dieses Stollenabschnitts widerspiegelt. Neben einer etwa 4 m mächtigen, erwarteten Störzone (main fault) wurden drei weitere, geringmächtigere Störzonen sowie eine Vielzahl individueller prä-existenter Diskontinuitäten angetroffen. Innerhalb der Störzonen untermauern signifikante Reduktionen der seismischen P- und S-Wellen-Geschwindigkeiten die stark variierenden felsmechanischen Gebirgseigenschaften. Um den Einfluss dieser Strukturen auf das Ausbruchverhalten zu verstehen, wurden die hochauflösenden geodätischen Messungen, die Laseraufnahmen und die geophysikalischen Bohrlochmessungen analysiert. Anhand der erhobenen Daten kann gezeigt werden, dass das Gebirgsverhalten stark von der Gesteins- und Gebirgsanisotropie sowie von Heterogenitäten kontrolliert wird. Die Beobachtungen während des Ausbruchs des Stollenabschnittes zeigen, dass das mechanische Verhalten des Opalinustons durch eine Kombination von Gleitverschiebungen entlang von bestehenden Trennflächen (Scherzonen, Klüfte), Scherversagen entlang der Schichtung sowie spröden Bruchprozessen bestimmt wird. Um dieses Gebirgsverhalten zu verifizieren, wurde ein umfangreiches Laborprogramm zur Ermittlung felsmechanischer Kennwerte initiiert (ETH Zürich in Zusammenarbeit mit der Technischen Universität Graz). An intakten Kernen wurden servo-gesteuerte einaxiale Druckversuche durchgeführt. Akustische Emissionen wurden an verschiedenen Proben während der einaxialen Druckversuche gemessen, um die Spannung zu ermitteln, bei der

teten Störzone (main fault) wurden drei weitere, geringmächtigere Störzonen sowie eine Vielzahl individueller prä-existenter Diskontinuitäten angetroffen. Innerhalb der Störzonen untermauern signifikante Reduktionen der seismischen P- und S-Wellen-Geschwindigkeiten die stark variierenden felsmechanischen Gebirgseigenschaften. Um den Einfluss dieser Strukturen auf das Ausbruchverhalten zu verstehen, wurden die hochauflösenden geodätischen Messungen, die Laseraufnahmen und die geophysikalischen Bohrlochmessungen analysiert. Anhand der erhobenen Daten kann gezeigt werden, dass das Gebirgsverhalten stark von der Gesteins- und Gebirgsanisotropie sowie von Heterogenitäten kontrolliert wird. Die Beobachtungen während des Ausbruchs des Stollenabschnittes zeigen, dass das mechanische Verhalten des Opalinustons durch eine Kombination von Gleitverschiebungen entlang von bestehenden Trennflächen (Scherzonen, Klüfte), Scherversagen entlang der Schichtung sowie spröden Bruchprozessen bestimmt wird. Um dieses Gebirgsverhalten zu verifizieren, wurde ein umfangreiches Laborprogramm zur Ermittlung felsmechanischer Kennwerte initiiert (ETH Zürich in Zusammenarbeit mit der Technischen Universität Graz). An intakten Kernen wurden servo-gesteuerte einaxiale Druckversuche durchgeführt. Akustische Emissionen wurden an verschiedenen Proben während der einaxialen Druckversuche gemessen, um die Spannung zu ermitteln, bei der



Figur 8: Messanordnung des CD-Experiments mit 3D-Jointmeter (links) und Crackmeter (rechts) zur Erfassung der Öffnung und Schliessung diskreter Schichtfugen im Opalinuston in Abhängigkeit vom Lokalklima (Quelle: ETH Zürich).

erste Mikrorisse auftreten. Die Resultate zeigen, dass erste signifikante Brüche bereits bei 28 ± 6 % der Spitzenfestigkeit auftreten. Bei 70 ± 12 % der Spitzenfestigkeit ist eine Netto-Volumenzunahme des Probenkörpers messbar, einhergehend mit ersten makroskopisch erkennbaren Rissen. Die makroskopischen Risse durchschlagen die Schichtung in steilem Winkel, wobei zum Teil eine Abstufung entlang individueller Schichtflächen erkennbar ist.

Steifigkeitskontrollierte Scherversuche an intakten Proben parallel zur Schichtung lassen zwei unterschiedliche Verhaltensmodi erkennen, welche stark von den dilatanten Tendenzen im Nachbruchbereich und den initialen Normalspannungen (Spannungen senkrecht zur Schichtung) beeinflusst sind. Die Versuche zeigen, dass einerseits kohäsive Bindungen zerbrechen und andererseits die Reibungskomponenten als Funktion der Scherverschiebungen aktiviert werden. Mehrstufige Scherversuche an Trennflächen lassen den Schluss zu, dass Gleitverschiebungen nicht auf einer einzigen Fläche stattfinden, sondern innerhalb eines Scherbandes ablaufen. Ein Einfluss der Oberflächenmorphologie (Rauigkeit) auf die Scherfestigkeit war nicht zu erkennen. Aufgrund der Resultate wird angenommen, dass die Scherfestigkeit bestehender Trennflächen der Restscherfestigkeit entspricht. Diese Hypothese wird durch die Ergebnisse der steifigkeitskontrollierten Scherver-

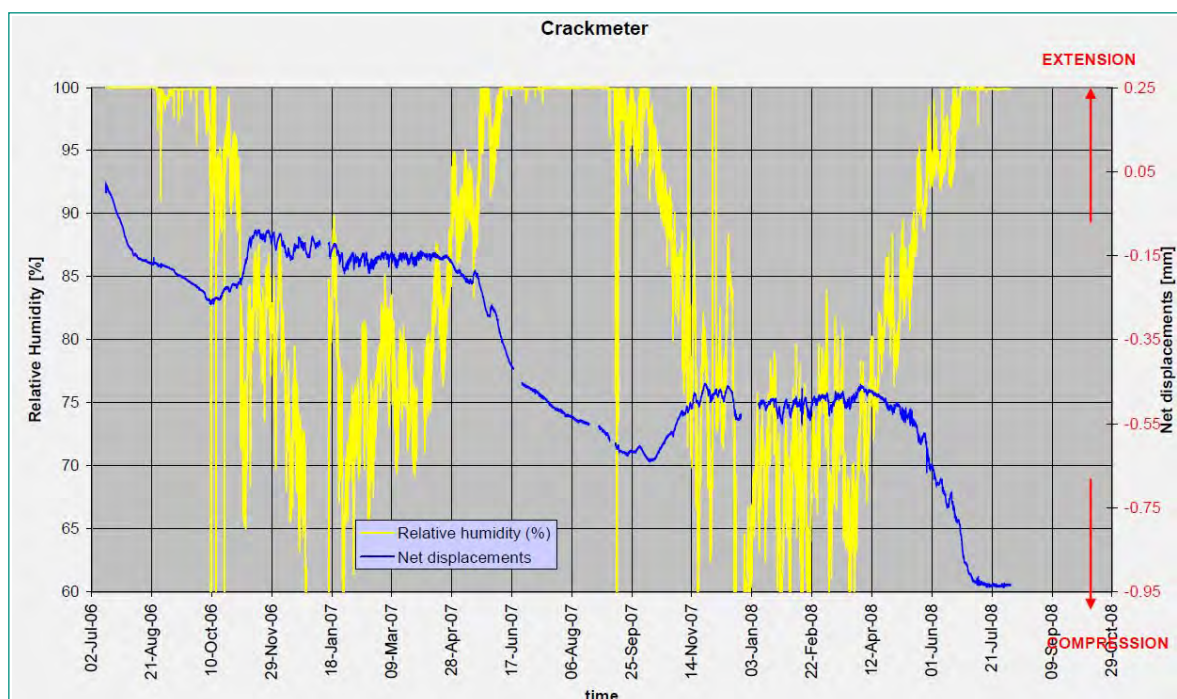
suche an intakten Proben untermauert, welche Restfestigkeiten in derselben Grössenordnung ergaben.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Mont-Terri-Forschungsprojekt werden Grundlegendaten für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston gewonnen:

- Mit dem RC-Experiment werden das mechanische Gebirgsverhalten und die Mechanismen der Verformungen analysiert und dann mit numerischen Modellsimulationen verglichen.
- Die Ergebnisse des CD-Experiments ermöglichen, das zyklische Austrocknungsverhalten der Stollenwand in Abhängigkeit des Stollenklimas (Temperatur, Luftfeuchtigkeit) und die damit verknüpften Prozesse 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 (Auflockerung, Entsättigung-Aufsättigung, Plastifizierung) wichtig sind.

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



Figur 9: Ergebnisse des Crackmeters mit Öffnung und Schliessung der Schichtfuge (blaue Kurve) in Abhängigkeit vom Stollenklima (relative Feuchtigkeit 60 bis 100 %, gelbe Kurve; Quelle: ETH Zürich).

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das RC-Experiment hat bisher eine grosse Anzahl von belastbaren wissenschaftlichen Messdaten geliefert, die zu diesem Zeitpunkt des Forschungsprojekts noch nicht alle im Detail ausgewertet und interpretiert vorliegen. Alle geplanten Messungen konnten 2009 erfolgreich ausgeführt werden. Die Auswertung der erhobenen Daten geht planmässig voran, eine abschliessende wissenschaftliche Interpretation wird im Rahmen einer ETH-Dissertationsarbeit mit Abschluss im Jahre 2012 erwartet.

1.3.2. FORGE – Fate of Repository Gases

Zusammenfassung des ENSI

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 Februar 2009 gestartet, die Dauer des Projekts umfasst 4 Jahre.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Das ENSI arbeitet am WP1 mit. Die Arbeiten beinhalten die Erstellung einer Bestandsaufnahme der technisch-wissenschaftlichen Kenntnisse zur Gasproblematik, die Definition von vergleichenden Berechnungen zum Gastransport und die Durchführung von sicherheitstechnisch relevanten Berechnungen. Im Jahr 2009 wurde von den Projektteilnehmern ein Übersichtsbericht zum Stand zur sicherheitstechnischen Bedeutung der durch

Gase verursachten Prozesse im Nah- und Fernfeld eines Tiefenlagers erstellt. Zusätzlich wurden in der Arbeitsgruppe die Vergleichsberechnungen definiert, erste Resultate werden 2010 vorliegen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die in einem geologischen Tiefenlager eingelagerten Metalle und organischen Stoffe produzieren durch Korrosionsprozesse oder aufgrund 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.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im Jahr 2010 werden die Resultate der jeweiligen Berechnungen der Teilnehmer an WP 1 verglichen und weiterführende Berechnungen definiert. 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. Weitere Informationen sind unter <http://www.bgs.ac.uk/forge/home.html> erhältlich.

1.3.3. Forschungsprojekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich»

Zusammenfassung des ENSI

Einleitung

Das Projekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» ist Teil des Forschungsprogramms «Radioaktive Abfälle» des Bundesamts für Energie (BFE). Das ENSI bearbeitet dieses Projekt gemeinsam mit dem Bundesamt für Umwelt (BAFU), dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) sowie der Kommission für nukleare Entsorgung (KNS). Zudem werden Vertreter der Nuklearindustrie (Abfallpro-

duzenten, Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle – Nagra) einbezogen.

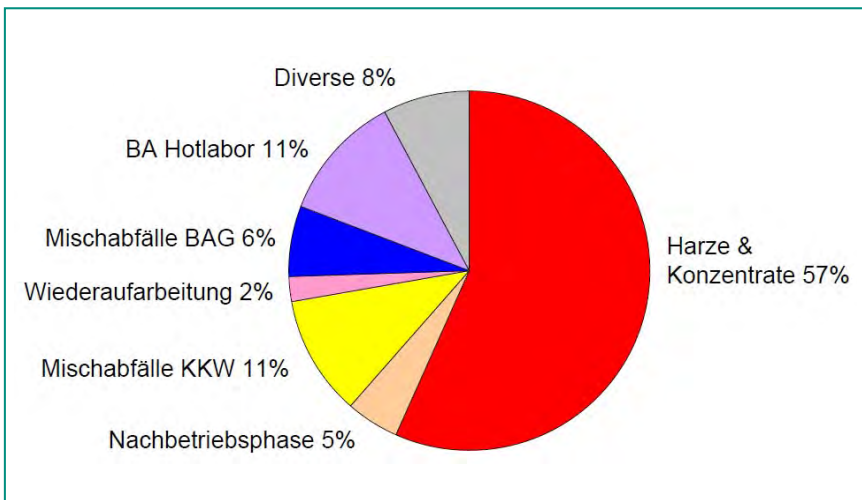
Das Projekt beinhaltet sowohl strategische als auch technisch/wissenschaftliche Überlegungen zur aktuellen Bewirtschaftung der radioaktiven und nicht-radioaktiven Abfälle. Sie betreffen unter anderem die Abfallminimierung, den Umgang mit organikahaltigen radioaktiven Abfällen und die Verbringung metallischer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

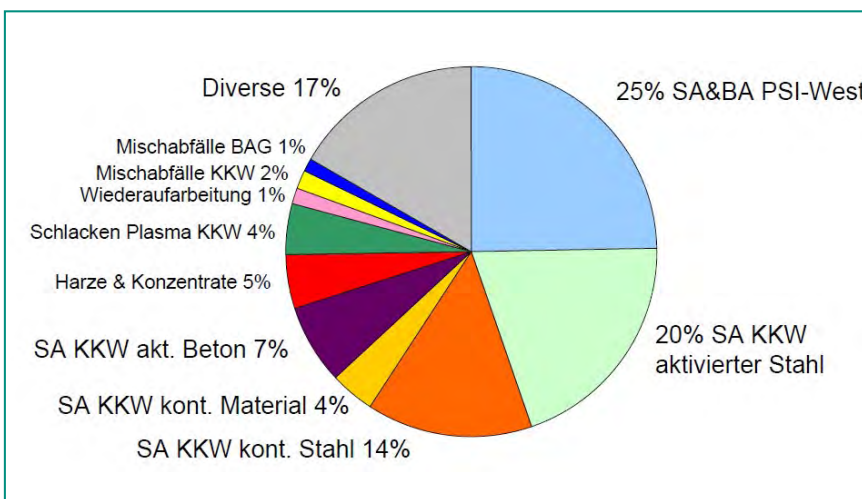
keine quantitative Beschränkung besteht (im Extremfall handelt es sich bei den einzulagernden Abfällen um bituminierte Ionenaustauscherharze aus Kernkraftwerken). Gemäss Umweltschutzgesetz gelten Metalle als Rohstoffe, welche von den übrigen Abfällen zu trennen und der Wiederverwertung zuzuführen sind. Die metallischen Komponenten der radioaktiven Abfälle sind jedoch häufig durchgehend aktiviert, und eine direkte Wiederverwertung ist schwierig.

Projektziele des Berichtsjahrs 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 nicht oder nur ungenügend berücksichtigt werden. Die Studie soll aufzeigen, wo bei der Entsorgung radio-



Figur 10: Organische Stoffe. Beiträge der verschiedenen Abfallsorten zur Menge der organischen Stoffe in den gesamthaft zu erwartenden schwach- und mittelaktiven Abfällen; BA = Betriebsabfälle.



Figur 11: Metallische Inhaltsstoffe. Beiträge der verschiedenen Abfallsorten zur gesamten Menge der durch Metallkorrosion produzierten Gase im geplanten Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle; SA = Stilllegungsabfälle.

aktiver Abfälle diesbezüglich Handlungsbedarf besteht und welche Massnahmen angezeigt sind. In Bereichen, wo kein Handlungsbedarf besteht, soll die Studie dafür überzeugende Begründungen liefern.

Die Abwicklung des Projekts hat im Sommer 2008 mit der Projektplanung und einer Bestandesaufnahme hinsichtlich der gesetzlichen Grundlagen zur Abfallbewirtschaftung (Arbeitspaket AP 1), einer Literaturstudie über nationale Strategien und internationale Empfehlungen zur Bewirtschaftung von radioaktiven und nicht-radioaktiven Abfällen (AP 2) sowie der Beurteilung des Inventars der radioaktiven Abfälle in Hinblick auf organische und metallische Inhaltsstoffe (AP 3) begonnen. Unabhängig davon wurde von der Nagra die Verfügbarkeit von Methoden zur Mineralisierung organischer radioaktiver Materialien wie Ionenaustauscherharze evaluiert. Im Berichtsjahr konzentrierten sich die Projektarbeiten vorwiegend auf AP 4: Vermeidungspotenzial und Behandlungsverfahren. Zu diesem Zweck wurden die Abfallverursacher (Kernkraftwerke, Forschungseinrichtungen) nach ihren Prinzipien und Methoden der Abfallbewirtschaftung befragt.

Im Hinblick auf die zentralen Fragestellungen des Projekts erweisen sich die folgenden radioaktiven Abfälle als besonders bedeutungsvoll: Harze, Konzentrate und Mischabfälle aus dem Betrieb der Kernkraftwerke sowie Abfälle aus deren Nachbetriebsphase. Die Zusammensetzung der Abfälle (insb. Organika und Metalle) ist bekannt und in den entsprechenden Abfallsortenberichten umfassend dokumentiert (Figuren 10 und 11).

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, technische Umsetzbarkeit, Kosten und Strahlenschutz im Vordergrund. Vorschläge für eine verlängerte Abklinglagerung speziell für metallische Grosskomponenten aus den Sekundärkreisläufen werden gegenwärtig evaluiert.

Auf den Einsatz von (organischen) Ionenaustauscherharzen wird 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 und Verbesserungsvorschläge

Die weitere Bearbeitung des Projekts «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» sieht für die erste Hälfte 2010 eine Konsolidierung des AP 4 vor: Varianten der Abfallbewirtschaftung – Vermeidungspotenzial und Behandlungsverfahren. Einen wichtigen Untersuchungsschwerpunkt bildet zum Beispiel das Potenzial der Abklinglagerung für schwach- und mittelaktive Abfälle aus Kernkraftwerken und Forschungseinrichtungen.

Im parallel dazu bearbeiteten AP 5 (Risikoorientierte Abfallbewirtschaftung) werden einerseits die bzgl. der geologischen Tiefenlagerung sicherheitsrelevanten Abfalleigenschaften identifiziert und beurteilt. Wo angezeigt, werden andererseits Massnahmen zur Erhöhung der Sicherheit entwickelt.

Arbeitsschwerpunkt des 2. Halbjahres 2010 wird das AP 6 (Gesamtbeurteilung und Handlungsempfehlungen) bilden. Für die Beurteilung der aktuellen und ggf. alternativen Abfallbewirtschaftungsstrategien werden die folgenden Kriterien angewendet:

- Ökologische Verantwortung (Schutz von Mensch und Umwelt: Abfallbewirtschaftung und Endlagerung, Schonung von Ressourcen)
- Wirtschaftliche Leistungsfähigkeit (innovative Lösung im internationalen Vergleich, ökonomische Effizienz, keine wirtschaftlichen Lasten für zukünftige Generationen)
- Soziale Dimension (gesellschaftliche Akzeptanz)

Gemäss aktuellem Terminplan werden die Projektergebnisse gegen Ende 2010 vorliegen.

1.4. Mensch, Organisation und Sicherheitskultur

1.4.1. Human Reliability Analysis

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

Zusammenfassung des ENSI (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 sie 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).

Es ist Stand der Technik, mit der HRA Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalls gefordert sind, aber unterlassen werden. Hingegen fehlt eine effiziente Methode zur systematischen Identifizierung und Quantifizierung von ungeplanten menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, den so genannten EOC (Errors of Commission). Hier setzt das vom PSI durchgeführte Forschungsprojekt HRA-III an, das folgende Punkte beinhaltet:

- a) Methodenentwicklung zur systematischen Identifizierung und Quantifizierung von EOC sowie Anwendung der Methode für ein Schweizer Kernkraftwerk;
- b) Entwicklung dynamischer Modelle, welche die Wechselwirkungen zwischen Mensch und Anlage abbilden, um die HRA zu unterstützen.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2009 lassen sich wie folgt charakterisieren:

- *Errors of Commission*: Bereits im Rahmen des Vorgängerprojektes (HRA-II) wurde die so genannte Commission Errors Search and Assessment Methode (CESA) entwickelt. Diese Methode zur EOC-Ermittlung und -Bewertung wurde im Rahmen dieses Projektes anhand internationaler Erfahrungen überprüft und, wo notwendig, verfeinert. Mit einer weiteren Überprüfung der Methode anhand von Simulatordaten, deren Abschluss für das Berichtsjahr geplant war, wur-

de bereits im Jahr 2008 begonnen. Dazu beteiligt sich das PSI – im Rahmen des OECD Halden Reactor Project – am Teilprojekt «Empirical Testing of HRA Methods». Dieses international breit angelegte Teilprojekt dient primär einer Standortbestimmung zur Qualität der verschiedenen HRA-Methoden. Anhand von Simulatordaten wird unter anderem geprüft, ob die bekannten HRA-Methoden die relevanten Einflussfaktoren für die Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen richtig vorhersagen und bewerten. Die Simulatordaten zeigen, dass die CESA-Methode die Faktoren, welche die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen besonders beeinflussen, gut vorhersagt. Die für das Berichtsjahr geplante Erstellung des Handbuchs zur Quantifizierung von EOC auf Basis von CESA ist leicht verzögert und wird zu Beginn des Jahres 2010 abgeschlossen. Nachdem eine erste Anwendung der CESA-Methode für ein schweizerisches Kernkraftwerk bereits früher erfolgte, wurde wie geplant im Rahmen des Projektes HRA III die Methode für ein weiteres Kernkraftwerk in der Schweiz getestet. Auf Basis der CESA-Methode wurden insgesamt 6 Handlungen mit «EOC-Potenzial» identifiziert und quantifiziert. Gemäss Abschätzungen des PSI haben einige der identifizierten EOC eine vergleichbare Wichtigkeit wie einige der Handlungen, die bereits in der werkspezifischen probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) berücksichtigt worden sind. Jedoch ist der Einfluss aller identifizierten EOC auf die Kernschadenshäufigkeit geringfügig. Ferner gab die Analyse dieser EOC-Fälle keinen Anlass, Störfallvorschriften zu verbessern.

- *Dynamische Modelle*: Ziel ist es, mit einem dynamischen Modell für das Anlagen- und Personalverhalten die HRA zu unterstützen. Die mit diesem Modell ermöglichte Darstellung des Zeitverlaufs der Anlageparameter im Wechselspiel mit den Operateurhandlungen soll insbesondere die Modellierungsgrundlagen der Diagnoseprozesse der Operateure verbessern. Das Programm enthält ein dynamisches Modell zur Beschreibung des Operateurverhaltens basierend unter anderem auf den spezifischen Handlungsvorgaben gemäss Störfallvorschriften. Zur Abbildung des dynamischen Verhaltens der Anlage greift das Programm auf ein etabliertes thermohydraulisches Programm (RELAP 5) zurück, für das ein werkspezifisches Modell eines Schweizer Kernkraftwerks existiert. Das Programm ist im Stande, die ersten zwei Stunden eines kleinen Kühlmittelverlust-Störfalls zu simulieren und unterschiedliche Verhaltensweisen

der Schichtmannschaft abzubilden. Die Arbeiten im Berichtsjahr konzentrierten sich auf die Simulation von Störfallszenarien und deren Auswertung für die HRA. Wichtig dabei war die Entwicklung einer Methode zur systematischen Auswertung der Simulationen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Ereignisse in Kernanlagen zeigen, dass unerwünschte Personalhandlungen, 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. Das Projekt zielt darauf ab, die Grundlage zur EOC-Analyse zu verbessern, so dass eine realistischere PSA ermöglicht wird.

Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potenzielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert und quantifiziert werden. 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 weiteres schweizerisches Kernkraftwerk wird deshalb als sehr positiv bewertet.

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 lief Ende 2009 aus. Die übergeordneten Ziele, d. h. die Verfeinerung und die Anwendung der vom PSI entwickelten Methode zur Identifizierung und Quantifizierung von EOC, wurden erreicht. Aufgrund der guten Resultate soll in einem Nachfolgeprojekt insbesondere der Erfahrungsbereich und, soweit notwendig, die Methode CESA selber erweitert werden. Diese Untersuchungen dienen insbesondere der Klärung und gegebenenfalls der Reduktion des EOC-Potenzials.

1.4.2. OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation MTO

Auftragnehmer: Halden Reactor Project HRP, Norwegen
Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) verfolgt die zwei Stossrichtungen Brennstoff- und Materialverhalten und Mensch-Technik-Organisation. Einleitende, allgemeine Bemerkungen zum HRP finden sich im Kap. 1.1.9 dieses Berichts, in dem die Resultate aus dem Bereich Brennstoff- und Materialverhalten zusammengefasst sind.

Im Bereich Mensch-Technik-Organisation (MTO) werden empirische Studien zum Zusammenspiel zwischen Reaktoroperatoren und den ihnen in den Kontrollräumen zur Verfügung stehenden Kontrollanzeigen und Steuerpulten durchgeführt. Daraus folgen auch innovative Ansätze, wie Kontrollräume am benutzerfreundlichsten zu gestalten sind. Experimente zeigen, inwieweit die Einführung neuer Technologien im Kontrollraum die Leistungsfähigkeit der Operateure in kritischen Situationen beeinflusst. Die Resultate fliessen in Empfehlungen für das Kontrollraum-Design, aber auch in Zuverlässigkeitsanalysen für menschliche Handlungen ein. Letzteres ist eine wichtige Voraussetzung für die Durchführung Probabilistischer Sicherheitsanalysen von Kernkraftwerken.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Auf dem Gebiet der Gestaltung und Bewertung von Verbindungsstellen zwischen Mensch und technischen Systemen (Human-System Interface HSI) wurde die Datenerhebung im HAMMLAB-Versuchslabor für die «EXP-09-Studie» abgeschlossen. Dabei wurden innovative Anzeigesysteme in Kontrollräumen mit herkömmlichen verglichen. In der Studie wurde auch mit unterschiedlichen Personalkonstellationen gearbeitet, z.B. ein Mitglied des Operateurteams ist abwechselnd für zwei verschiedene Kraftwerksblöcke tätig. Die Datenerhebung beinhaltete eine Reihe von Leistungstests und Interviews.

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. Als Grundlage für die Arbeiten zur HSI-Gestaltung wurde im Berichtsjahr zuerst eine Übersicht über Richtlinien für die Auslegung von

Kontrollräumen fertiggestellt. Im Bereich Planung und Schulung wurde eine Software entwickelt, die es erlaubt, in einem virtuellen Modell einer Kernanlage Strahlenquellen und Abschirmungsmassnahmen darzustellen. So kann die erwartete Strahlenexposition für Arbeiten in einem bestimmten Bereich der Anlage zu optimiert werden.

Das HRP spielt eine wichtige Rolle bei der Bewertung von Analysemethoden für Auslöser und Wahrscheinlichkeit von menschlichem Versagen (Human Reliability Analysis HRA). Halden führte Versuche mit Operateurgruppen im Simulator durch, um Referenzdaten für Operateur-Handlungen bei Störfällen in Kernkraftwerken zu erhalten. Im Rahmen der International Empirical HRA Study werden zwölf verschiedene HRA-Methoden bewertet. Insgesamt zehn Organisationen aus verschiedenen Mitgliedsländern des HRP nehmen daran teil, darunter auch das Paul Scherrer Institut. Für zwei Arten von Szenarien – Dampferzeuger-Heizrohrbruch und Verlust von Speisewasser bei einem Druckwasserreaktor – wurden im Berichtsjahr erste Resultate publiziert.

Bei komplexen technischen Systemen wie Kernanlagen ist der Einfluss von Software und digitaler Leittechnik auf die Sicherheit eine zentrale Fragestellung. Die Forschung in diesem Bereich beschäftigt sich mit der Fehlerfortpflanzung und mehreren Fehlern, die durch die gleiche Ursache ausgelöst werden (so genannte Common Cause Failures). In einem Simulator des HRP wurde eine Software für die Überwachung der Reaktorleistung geprüft. Verschiedene Leittechnik-Modernisierungsprojekte wurden in einer retrospektiven Studie bezüglich der Anforderungen an das zu entwickelnde System, die im Rahmen des so genannten Requirements Engineering ermittelt werden, unter die Lupe genommen. 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 Human-System Interface Design ist es, Stärken und Schwächen der Verbindungsstellen zwischen Mensch und zukünftigen technischen Systemen zu bestimmen und Lösungen zu deren Optimierung zu erarbeiten. Die Gestaltungs- und Evaluationsarbeiten liefern gleichzeitig erste Antworten auf die Frage, wie die Operateure in Zukunft geschult werden sollen. Elektronische Visualisierungs-Instrumente, die mit virtueller Realität arbeiten, können dazu beitragen, die Strahlenexposition bei Arbeiten im Kernkraftwerk zu reduzie-

ren, indem Aufgaben in der virtuellen Umgebung geplant und geübt werden. Die Studien im Bereich Human Reliability Analysis 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 setzten sich die Aufsichts- und Steuerungsgremien des HRP, das Halden Board of Management sowie die Halden Programme Group intensiv mit der Zukunft der Halden-Forschung auseinander. Die Resultate der Diskussion sind in Kap. 1.1.9 unter «Ausblick und Verbesserungsvorschläge» zusammengefasst.

1.4.3. Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer Kernkraftwerken

Auftragnehmer: Psychologisches Institut der Universität Zürich

Zusammenfassung des ENSI (Bericht der Forscher in Anhang A)

Einleitung

Die Aufgaben im Kommandoraum eines Kernkraftwerks verlangen vom Schichtpersonal (Schichtchef, Reaktoroperateure, Pikett-Ingenieur) ihrer Tätigkeit angepasste Persönlichkeitsmerkmale. Diese Merkmale wurden bei der Inbetriebnahme der ersten Kernkraftwerke in der Schweiz von den Betreibern in einem Anforderungskatalog festgelegt. Ende der Achtzigerjahre hat das Institut für Angewandte Psychologie IAP² in Zürich im Auftrag des ENSI diesen Anforderungskatalog überarbeitet. In der Zwischenzeit haben sich die Anforderungen an alle genannten Personenkreise durch Veränderungen am Arbeitsplatz (Anlagenänderungen, Einsatz von computergesteuerten Operateurhilfsmitteln, etc.) erweitert. Der Anforderungskatalog bedarf daher einer eingehenden Überarbeitung. In diesem Zusammenhang stellen sich folgende Fragen:

- Lassen sich für die drei Personengruppen abgeschlossene Anforderungsprofile erstellen?

² Heute «Hochschule für Angewandte Psychologie HAP»

- Wie weit überschneiden sich diese Profile?
- Lässt sich eine Methode entwickeln, welche auch Personen ohne spezielle Kenntnisse in der Eignungsdiagnostik ermöglicht, diese Profile sich verändernden Bedürfnissen anzupassen?

Der Lehrstuhl für Arbeits- und Organisationspsychologie der Universität Zürich befasst sich unter anderem intensiv mit dem Thema Eignungsdiagnostik. Das ENSI erwartet als Projektziel aktuelle Anforderungsprofile für die drei genannten Personengruppen und ein Instrument zur Aktualisierung dieser Profile im Falle von neuen Anforderungen an das Arbeitsumfeld.

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Das Hauptziel für das Jahr 2009 bestand darin, das Projekt erfolgreich abzuschliessen. Dies ist im Mai 2009 erfolgt.

2009 sollten die erstellten Anforderungsprofile für den Normalbetrieb noch um die Anforderungsprofile für den Störfall erweitert werden. Die vorangegangenen Untersuchungen hatten bereits gezeigt, dass für die Erstellung der Profile die Befragung einer kleineren Anzahl von Personen genügt, um signifikante Profile zu erarbeiten. Deshalb, und auch aus Ressourcengründen, wurden die Befragungen für Störfälle lediglich in drei Werken für Reaktoroperateure und Schichtchefs durchgeführt. Für Pikettingenieure erübrigte sich die Befragung, da diese ohnehin nur im gestörten Betrieb zum Einsatz kommen und ihre Tätigkeit schon in der ersten Projektphase berücksichtigt wurde. Die Ergebnisse zeigen, dass – entgegen oft geäusselter Befürchtungen – die Anzahl der Fähigkeiten, die sich für die beiden Werkzustände (Normalbetrieb und Störfall) signifikant unterscheiden, sowohl bei der Tätigkeit als Reaktoroperateur (z.B. Spracherkennung und emotionale Kontrolle sind im Störfall wichtiger als im Normalbetrieb) wie auch als Schichtchef (z.B. soziales Feingefühl und Freundlichkeit sind im Störfall weniger gefragt als im Normalbetrieb) gering ist. Mit dem Abschluss des Projekts verfügen nun die Kern-

kraftwerke über aktuelle Anforderungsprofile für die Rekrutierung von zulassungspflichtigem Betriebspersonal. Ein weiteres Ziel für 2009 war die Erstellung eines elektronischen Hilfsmittels, das die Werke befähigt, unabhängig von externer Unterstützung die Anforderungsprofile bei Veränderungen des Arbeitsumfeldes zu erheben. Die Software ist erstellt und wird Anfang 2010 an das ENSI ausgeliefert.

Insgesamt ist das Projekt sehr erfolgreich verlaufen. Dank der guten Projektleitung am psychologischen Institut der Universität Zürich konnte es sowohl terminlich als auch finanziell vollkommen nach Plan abgeschlossen werden. Die Resultate sind von hoher Qualität und bilden eine neue Grundlage zur Auswahl von qualifiziertem Personal für Kernkraftwerke.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Tritt in einem Kraftwerk eine Störung ein, ist vom Schichtpersonal bei höchster Aufmerksamkeit und Konzentration rasches und zugleich sorgfältiges Arbeiten gefordert, um die Ursache zu ermitteln und die Anlage – mit Hilfe von Vorschriften, Bedienanzeigen etc. – in einem sicheren Zustand zu halten. Bei grösseren Störungen können die zu erfüllenden Aufgaben sehr belastend wirken. Die betroffenen Personen müssen in der Lage sein, mit aufkommendem Stress umzugehen und ihre Aufgaben zielgerichtet auszuführen.

Alle Funktionen, d. h. Pikett-Ingenieur, Schichtchef und Reaktoroperateur haben aufgrund ihrer wichtigen Aufgaben einen direkten Einfluss auf den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke. Die zu erstellenden Anforderungsprofile wirken sich direkt auf die Auswahl, Aus- und Weiterbildung des betroffenen Personals aus und haben damit einen wesentlichen Einfluss auf die nukleare Sicherheit.

Das ENSI wird die Resultate dieses Projekts in sein Regelwerk einbauen und damit auch eine Vorgabe der «Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen» (VAPK) erfüllen.

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

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 Knotenpunkte dieses Netzwerks sind Dienste der Internationalen Atomenergieorganisation IAEA mit Sitz in Wien in Zusammenarbeit mit der Nuclear Energy Agency NEA der OECD: 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. 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 2009 verzeichnen die öffentlich zugänglichen INES-Meldungen 22 Vorkommnisse. 17 davon tragen die Klassierung 1 und höher, während fünf der Vorkommnisse keine Angaben zur Klassierung enthalten. Von den klassierten Vorkommnissen sind zwei der Stufe 1 («Anomalie»), 14 der Stufe 2 («Zwischenfall») und eines der Stufe 3 («Ernsthafter Zwischenfall») zugeordnet. Es sind keine Vorkommnisse mit einer höheren Klassierung verzeichnet. Fünf der Meldungen stammen aus dem Betrieb von Kernkraftwerken, ein INES-2-Vorkommnis aus dem Schweizer Kernkraftwerk Beznau 2. Bei den übrigen Meldungen handelt es sich überwiegend um Vorkommnisse beim Umgang mit radioaktiven Quellen, die in zehn Fällen zu einer unzulässig hohen Bestrahlung von Personen geführt haben – so auch beim INES-3-Vorkommnis in einer polnischen Raffinerie, bei dem zwei Mitarbeiter im Umgang mit einem industriellen Gammarradiographiegerät bestrahlt wurden. Aus Peru wurde ein Vorkommnis beim Transport von nukle-

arem Material gemeldet. Die INES ist seit einer Erweiterung im Jahr 2009 auch auf Transportvorkommnisse anwendbar.

Bereits seit dem Jahr 2008 gibt es in Europa einen weiteren Knotenpunkt 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 periodische Berichte oder Mitteilungsorgane ausländischer Anlagen und Behörden sowie die Teilnahme an internationalen Arbeitsgruppen, wie beispielsweise die Working Group on Operational Experience WGOE der NEA. Auch Pressemeldungen werden systematisch nach Vorkommnissen durchsucht. Liegen solche vor, wird versucht, über das fachliche Netzwerk nähere Informationen über den Vorfall einzuholen.

Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Anlagen und wertet diese durch Fachgruppen und -spezialisten aus. Es klärt, ob ein Vorkommnis Auswirkungen auf die Schweiz oder Relevanz für Schweizer Anlagen hat, und falls ja, welche Massnahmen eingeleitet werden müssen.

Die Betreiber von Kernanlagen haben sich ihrerseits zum Verband der «World Association of Nuclear Operators» (WANO) zusammen geschlossen, der über ein eigenes Informationsnetzwerk über Vorkommnisse verfügt. Zudem sind die Betreiber weiteren Vereinigungen angeschlossen, wie zum Beispiel der Vereinigung der Grosskraftwerks-Betreiber VGB in Europa, ebenfalls mit dem Ziel eines breit angelegten Erfahrungsaustausches.

Die folgenden Abschnitte beschreiben ausgewählte Vorkommnisse aus dem Jahr 2009 und wie das ENSI ihre Relevanz für die Schweiz bewertet. Den Anfang machen Vorkommnisse bei der Handhabung von Lasten, die in der letzten Zeit weltweit anscheinend vermehrt auftreten. Von Interesse war auch ein Vorkommnis in Schweden, bei dem ein Teil des Reaktorschutzes 72 Tage lang unbemerkt nicht betriebsbereit war. Zum Jahresende kamen aus Frankreich Meldungen von Vorkommnis-



Figur 1: Treffen der IRS-Koordinatoren zum Erfahrungsaustausch über Vorkommnisse im Oktober 2009 in Paris (Foto: ENSI).

sen, bei denen Treibgut und Pflanzenreste im Fluss den Kühlwasserzulauf zweier Kernkraftwerke beeinträchtigt haben. Abschliessend folgen Meldungen über Erfahrungen beim Neubau von Kernkraftwerken im Ausland, mit denen sich das ENSI im Hinblick auf mögliche neue Schweizer Kraftwerke beschäftigt hat.

2.1. Vorkommnisse mit Kränen und Hebezeugen

Im Jahre 2009 wurde bei internationalen Tagungen mehrmals festgestellt, dass es global gesehen anscheinend zu einer Zunahme von Vorkommnissen bei der Bewegung von Lasten, bis hin zu Lastabstürzen, kommt. Beispielsweise fiel am 4. Mai 2009 im ungarischen Kernkraftwerk Paks 4 bei Transportarbeiten in der Reaktorhalle ein stark radioaktiver SPND-Neutronendetektor aus einem Transport- und Abschirmbehälter. Bei dem Transportvorgang hängen der Behälter und darin der Neutronendetektor aus Handhabungsgründen an verschiedenen Kränen. Aufgrund von Pendelvorgängen bei der Transportbewegung riss das Seil ab, an dem der Neutronendetektor hing. Der Detektor fiel aus dem nach unten offenen Abschirmcontainer auf den Boden der Reaktorhalle, in der wegen des plötzlichen Anstiegs der Ortsdosisleistung automatisch Räumungsalarm ausgelöst wurde. Das Vorkommnis hatte keine Auswirkungen auf die Umwelt und führte zu keiner Überschreitung

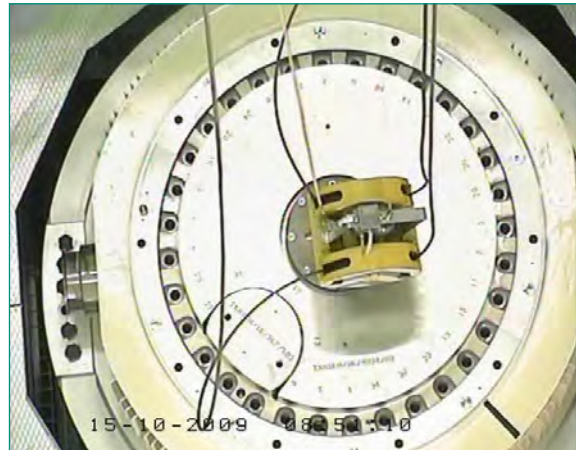
der zulässigen Tagesdosen der Mitarbeiter. Als Ergebnis der durchgeführten Untersuchungen benennt die ungarische Aufsichtsbehörde für nukleare Sicherheit Mängel beim gesamten Transportprozess einschliesslich bei der Auslegung der Transportvorrichtung, der Arbeitsvorbereitung und bei den Arbeitspraktiken des Bedienpersonals.

Im deutschen Kernkraftwerk Gundremmingen rutschte am 3. Oktober 2008 die Laufkatze, also das bewegliche Element, mit der angehängten Last von der Schiene des mobilen Krans. Ein ca. 1,7 t schwerer Betonriegel stürzte fünf Meter tief ab, als er mit dem Kran horizontal verfahren werden sollte, und verkantete sich auf der Öffnung, von der er angehoben wurde. Der Absturz hatte Sachschäden zur Folge, aber es wurde glücklicherweise niemand verletzt, und der Vorfall hatte keine radiologischen Auswirkungen auf die Anlage oder die Umgebung. Untersuchungen der Ursache ergaben, dass die Laufrollen und Kippsicherungen der Laufkatze fehlerhaft montiert waren. Eine Überprüfung der Montageanleitung soll gezeigt haben, dass diese beim Zusammenbau der Teile nicht ausreichend eindeutig ist und es deshalb zu Montagefehlern kommen kann. Ausserdem wurde bei der Inbetriebnahme nicht der übliche Test mit der halben zulässigen Last durchgeführt, der diesen Mangel vielleicht gezeigt hätte. Als weiterer beitragender Faktor sei noch genannt, dass es im Regelwerk des Kerntechnischen Ausschusses keine Vorgaben für solche mobilen Kräne gibt.

Am 25. August 2009 kam es im russischen Kernkraftwerk Leningrad 4 während der Jahresrevision in der Reaktorhalle zu einem Vorkommnis mit einem Transfercontainer, mit dem abgebrannte Brennstoffbündel in einen Transportbehälter verladen wurden. Ein Brennstoffbündel stürzte mitsamt dem Haltegreifer in den Transportbehälter ab, nachdem an der Hebeeinrichtung des Transfercontainers das Greiferseil an der Wickeltrommel gerissen war. Die Reaktorhalle musste ebenfalls evakuiert werden, da eine Gefährdung des Personals durch Radioaktivität nicht ausgeschlossen werden konnte. Das Vorkommnis hatte aber letztlich keine radiologischen Auswirkungen. Als Ursachen wurden ein Versagen der Seilwickleinrichtung, Mängel bei der Überwachung der Seilwicklung durch das Bedienpersonal und ein Versagen der Lastüberwachung genannt.

Auch in der Schweiz kam es im vergangenen Jahr zu einem meldepflichtigen Vorkommnis mit Hebezeugen (Details siehe ENSI-Aufsichtsbericht 2009). Am 15. Oktober 2009 wurde bei der Zwischenlager Würenlingen AG (ZWILAG) im Rahmen einer Einlagerungskampagne festgestellt, dass die Überlastsicherung in der Steuereinheit des Lagerhallenkranes nicht aktiviert war. Zuvor war es bei dem Versuch, einen verkanteten Behälterdeckel anzuheben, nicht zu der erforderlichen Auslösung der Überlastsicherung gekommen, sondern der Kran zog weiter an bis zum Ansprechen des Überlastschutzes des Frequenzumformers im Antrieb der Krananlage. Dies hatte zur Folge, dass die Kranseile mechanisch entlastet wurden und schlaff durchgingen.

Diese Vorkommnisse mit Hebezeugen und Kränen zeigen, dass es hinsichtlich des Betriebs und der Überwachung dieser Hilfsmittel zu Schwachstellen kommen kann, die bisher als wenig wahrscheinlich angesehen wurden. Trotz der unterschiedlichen Ursachen, sei es Alterung, Fehlbedienung oder technische Mängel, schien Kräne in der Vergangenheit vielleicht gerade wegen ihrer relativ konventionellen und grundsätzlich zuverlässigen Funktionsweise nicht im Zentrum von Sicherheitsüberlegungen zu stehen. Doch die sicherheitstechnische Bedeutung von Hebeanlagen hängt von den angehängten Komponenten oder den gefährdeten Systemen in ihrem Gefahrenbereich ab. In Schweizer Kernanlagen sind Kräne und Hebezeuge gemäss der Richtlinie R-06 der Sicherheitsklasse 3 zugeordnet, und die Auslegung erfolgt gemäss den Vorgaben der Schweizerischen Unfallversicherungsanstalt SUVA. Eine Abnahme gemäss des Kerntechnischen Regelwerks des deutschen KTA ist nicht vorgeschrieben. Aufgrund des Vorkommnisses in der ZWILAG und den Betriebserfahrungen im



Figur 2: Schlaffseilzustand am Lagerhallenkran nach Auslösung des Überlastschutzes beim Abheben eines Behälterdeckels im Zwischenlager Würenlingen. Quelle: ZWILAG.

Ausland wird das ENSI die Kräne und Hebezeuge einer eingehenden Überprüfung unterziehen, um eine Wiederholung entsprechender Ereignisse zu verhindern.

2.2. Nicht vollständig betriebsbereites Reaktorschutzsystem im schwedischen Kernkraftwerk Ringhals 1

Gemäss vorliegenden Informationen kam es am 8. Dezember 2008 beim Anfahren des Siedewasserreaktors Ringhals 1 nach einem Stillstand zu Fehlermeldungen bei der Messung des Kühlmittelfüllstands im Reaktor-druckbehälter. Im Zuge der Fehlerbeseitigung wurden Überbrückungen in den Anregekanälen der sicherheitstechnisch wichtigen Leittechnik gesteckt, um die notwendigen Reparaturmassnahmen durchführen zu können. Durch diese Überbrückungen waren auch Komponenten des Reaktorschutzsystems ausser Funktion geschaltet. Nach Behebung der technischen Probleme ging die Anlage im Januar 2009 wieder in Leistungsbetrieb. Beim nächsten Stillstand im März 2009, nach 72 Tagen Leistungsbetrieb, wurde bei der Vorbereitung von Instandhaltungsmassnahmen bemerkt, dass für einen Anregekanal des Reaktorschutzsystems die Überbrückung fälschlicherweise nicht entfernt worden war. Diese Überbrückung hätte in einem Anforderungsfall die automatische Anregung dieses Kanals im Reaktorschutzsystem verhindert. Konkret betroffen war dabei das Isolationssystem des Containments, das im Anforderungsfall den sicheren Einschluss von radioaktivem Material im Innern des Reaktorgebäudes gewährleisten soll.

Die nicht entfernte Überbrückung war vom Hauptkommandoraum aus nicht erkennbar gewesen. Die Schichtmannschaft hätte aber bei einer Anforderung die Möglichkeit gehabt, die Anregung anhand der Anzeigen des Reaktorschutzes zu erkennen und die Containmentisolation von Hand auszulösen. Das Vorkommnis wurde vom Betreiber als ernster Vorfall mit Ursachen im Bereich menschlicher Faktoren gemeldet. Bei der Untersuchung der Abläufe wurde festgestellt, dass für die betroffene Tätigkeit die Verantwortlichkeiten zwischen Bedien- und Instandhaltungspersonal unklar geregelt war. Als Massnahmen wurden die Zuständigkeiten neu definiert, entsprechende Vorschriften überarbeitet und im Hauptkommandoraum eine Anzeige installiert, die Überbrückungen im Reaktorschutzsystem signalisiert. Bei Meldungen über technische Mängel in ausländischen Anlagen kann das ENSI die Relevanz für Schweizer Anlagen feststellen, indem es überprüft, ob es in der Schweiz gleiche oder ähnliche technische Komponenten gibt, oder indem nachvollzogen wird, wie ein bestimmtes Ereignis in einer Schweizer Anlage verlaufen wäre. Bei vielen Vorkommnissen spielen aber menschliche Faktoren eine Rolle, deren Übertragbarkeit wegen der vielen menschlichen Verhaltensmöglichkeiten nur sehr unscharf bewertet werden kann. Personalauswahl, Qualifikation, Ausbildung, Training und regelmässige Überprüfungen sind notwendige und wirksame Mittel für einen sicheren Betrieb der Anlage durch die zuständigen Personen. Aber selbst bei beliebiger Steigerung oder Ergänzung dieser Massnahmen können einzelne menschliche Fehler nicht vollständig verhindert werden, da sie zu den natürlichen Eigenschaften des Menschen gehören. Für den Fall solcher menschlicher Einzelfehler gibt es in Kernanlagen technische und organisatorische Vorkehrungen, die ein rechtzeitiges Erkennen ermöglichen oder deren Auswirkungen zuverlässig in Grenzen halten. Auch in Ringhals gibt es diese, da das Bedienpersonal darauf trainiert ist, auch nach automatischen Anregungen von Systemen deren korrektes Auslösen zu überwachen. Bei Meldungen über Vorkommnisse mit menschlichen Faktoren ist es daher von Interesse, welche Bedingungen oder tiefere Ursachen zu dem Fehler geführt haben und ob der Fehler in einer Schweizer Anlage rechtzeitig erkannt worden wäre oder welche Auswirkungen er hier gehabt hätte. Auch in der Schweiz kann, wie bei dem aus Schweden gemeldeten Vorkommnis, nicht vollständig ausgeschlossen werden, dass Mitarbeiter nach Instandhaltungsarbeiten vergessen, Teilkomponenten wieder in ihren ordnungsgemässen Zustand zu bringen. Die vorgeschriebenen Funkti-

onstests nach dem Abschluss der Arbeiten würden aber einen solchen Fehler mit hoher Wahrscheinlichkeit aufdecken. Würde er trotzdem nicht entdeckt, könnte auch in Schweizer Anlagen das Bedienpersonal das Versagen der automatischen Auslösung erkennen und manuell eingreifen. Gerade weil dieser Vorfall in Ringhals so unwahrscheinlich erscheint, legte das ENSI Wert darauf, dass die Anlagen den Vorfall zur Kenntnis nehmen und reflektieren. Weitere technische oder organisatorische Massnahmen werden vom ENSI dagegen nicht als erforderlich angesehen.

2.3. Störung des Kühlwassereinlaufs aus dem Fluss bei französischen Anlagen

Anfang Dezember 2009 kam es im französischen Kernkraftwerk Cruas 4 nach starken Regenfällen zu einer Verstopfung der Einlassfilter in der Wasserfassung des Kernkraftwerks, die zum Ausfall der Hauptwärmesenke und zum Abfahren der Anlage führte. Der Betreiber musste im weiteren Verlauf einen Notfallplan anwenden, um die Folgen des Ereignisses beherrschen zu können. Durch die französische Aufsichtsbehörde wurde das Vorkommnis mit INES 2 als Zwischenfall eingestuft. Gemäss der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken haben die Schweizer Werke internationale Vorkommnisse mit Hinweisen auf beitragende Faktoren im Bereich Auslegung ab einer Klassierung mit INES 2 hinsichtlich einer Übertragbarkeit auf ihre eigene Anlage zu überprüfen und das Ergebnis dem ENSI mitzuteilen. Diese Überprüfungen ergaben bislang, dass ein vergleichbares auslösendes Ereignis, welches bei extremen Witterungslagen nicht vollständig ausschliessbar ist, in Schweizer Anlagen nicht zu derartig schwerwiegenden Konsequenzen führen würde. Die Auslegung der Kernkraftwerke in der Schweiz deckt derartige Störfallsszenarien ab.

Am 27. Dezember 2009 kam es beim Anfahren von Block II des KKW Fessenheim nach Wartungsarbeiten zu einer ähnlichen Störung bei der Versorgung mit Kühlwasser aus dem Fluss, bei dem ebenfalls ein interner Notfallplan zur Anwendung kam. Nach starken Regenfällen führte ein Seitenkanal des Rheins, aus dem das Kernkraftwerk sein Kühlwasser bezieht, grosse Mengen an Überresten von Pflanzen mit sich. Als beim Anfahren die Kühlwasserpumpen starteten, wurden diese Pflan-

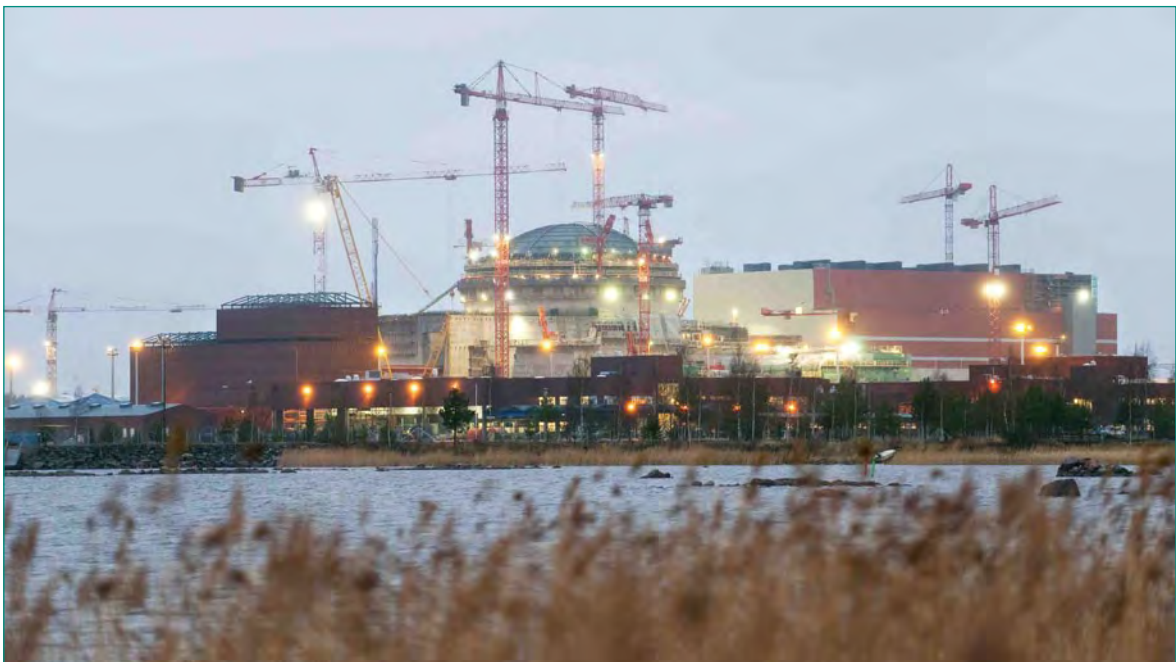
zenreste in die Reinigungsanlagen gesaugt. Bei einer der Siebtrommeln versagte ein Messfühler zu deren automatischen Abschaltung bei starker Verschmutzung, so dass sich die Trommel aus ihrer Verankerung löste und Pflanzenreste in den weiteren Kühlkreislauf gelangen konnten. Trotz des durch die Verschmutzung eingeschränkten Kühlwasserdurchflusses blieb die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern gewährleistet. Das Vorkommnis hatte keine Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage und die Umwelt und wurde der Stufe 1 der internationalen Ereignisskala INES zugeordnet. Eine wie bei diesem Vorkommnis aufgetretene externe Einwirkung kann auch in der Schweiz nicht ausgeschlossen werden. Falls es in einem Schweizer Kernkraftwerk zu einem Versagen des Kühlwassereinlaufs kommt, können alle Anlagen mit Hilfe von Brunnenwasser oder diversen Ansaugstellen im Kühlwasserauslauf in einen sicheren Zustand gebracht werden.

2.4. Erfahrungen beim Neubau von Kernkraftwerken in Finnland und Frankreich

Ein Neubau von Kernanlagen stellt sowohl künftige Betreiber als auch Aufsichtsbehörden vor eine neue Situation. Dem ENSI liegen zurzeit drei Rahmenbewilligungsgesuche für neue Kernkraftwerke zur Prüfung vor. Zum gegenwärtigen Zeitpunkt werden in der Schweiz die

beantragten Standorte auf ihre grundsätzliche Eignung geprüft und in den Gesuchsunterlagen ist noch kein Anlagentyp festgelegt. Auch wenn darüber hinaus über die Frage eines Neubaus erst in einer Volksabstimmung entschieden wird, verfolgt das ENSI aufmerksam den Neubau von Kernkraftwerken im Ausland, um bestmöglich und rechtzeitig auf die vor ihm liegenden Aufgaben vorbereitet zu sein. Die beiden nächstgelegenen Neubaulprojekte entstehen im finnischen Olkiluoto und im französischen Flamanville. Auf diesen Baustellen entstehen Kernkraftwerke vom Typ EPR, also dem europäischen Druckwasserreaktor.

Bei den Neubauten in Finnland und Frankreich sind in den vergangenen Jahren in den Medien immer wieder Nachrichten über Mängel und Vorkommnisse auf den Baustellen erschienen. Sowohl aus Finnland als auch aus Frankreich wurden Verzögerungen gemeldet, die durch Probleme bei Betonierarbeiten verursacht worden sein sollen. Die Nachrichten lauteten von falschen Betonmischungen über nicht genehmigte Eisenarmierungen bis zu Rissen in Fundamenten. Weiter soll es auf den Baustellen zeitweise keine ausreichend qualifizierten Vorgaben für Schweissarbeiten und keine ausreichenden Tests von Schweissnähten gegeben haben. Ausserdem soll eingesetztes Schweisspersonal nicht ausreichend qualifiziert gewesen sein. Das ENSI verfolgte diese Meldungen und versuchte über seine internationalen Quellen fachlich weitere Informationen darüber zu bekommen.



Figur 3: Baustelle des finnischen Kernkraftwerks Olkiluoto 3 (Foto: Hannu Huovila/TVO).

Das ENSI hat mit mehreren Delegationen die Baustellen vor Ort besucht und sich bei den jeweiligen Behörden über ihre Erfahrungen mit dem Neubau von Kernkraftwerken informiert. Die Beispiele aus Finnland und Frankreich zeigen allgemein, dass ein Neubau von Anlagen auch an die Aufsichtstätigkeit in vielerlei Hinsicht eine grosse Herausforderung darstellt. Bereits bei der Projektierung und in den frühen Phasen des Baus werden entscheidende Weichen für den Gesamtablauf solcher Grossprojekte gestellt, die sich auch auf den späteren sicheren Betrieb auswirken können. Das ENSI hat sich dazu entschlossen, ein neues Aufsichtskonzept für den Bau von Kernkraftwerken zu erarbeiten und sich in organisatorischer und personeller Hinsicht auf Neubauprojekte vorzubereiten. Die Erkenntnisse von den ausländischen Baustellen fliessen bereits jetzt in die Prüfung der Rahmenbewilligungsgesuche ein. Als Beispiel sei das

so genannte HOF-Programm genannt, bei dem die Projektanten nachweisen müssen, dass sie bereits in der Bauphase menschliche und organisatorische Aspekte (Human and Organisational Factors – HOF) berücksichtigen. Im Dezember 2009 traf sich eine ENSI-Delegation mit der französischen Aufsichtsbehörde ASN und nahm an einer gemeinsamen Inspektion auf der Baustelle Flamanville 3 zum Bereich HOF teil. Dabei ging es insbesondere um die Ausbildung und Sensibilisierung der Mitarbeitenden der auf der Baustelle tätigen Firmen im Bereich Sicherheitskultur, den Umgang mit Abweichungen und Vorkommnissen und die Qualitätssicherung durch den Bauherrn. Der Erfahrungsaustausch in Frankreich zeigte, dass eine frühzeitige und proaktive Berücksichtigung der menschlichen und organisatorischen Aspekte von grosser Bedeutung ist.

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 verfolgt und diesen für die Aufsicht anwendet. 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 Mitgliedstaaten

unterstützt. Ein Beispiel ist das Halden Reactor Project, das von über 130 Institutionen in 19 Staaten getragen wird (siehe Kapitel 1). Auch das ENSI leistet hierfür einen erheblichen zeitlichen und finanziellen Aufwand (Figur 1). 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: Mitglieder des Halden Board of Management an ihrem Treffen vom 9. bis 10. Juni 2009 im belgischen Leuven. Vorne von links nach rechts Gustaf Löwenhielm, Forschungsdirektor der schwedischen Aufsichtsbehörde, Chairman Eric van Walle, Direktor der SCK-CEN, und Kjell Bendiksen, Leiter des norwegischen Instituts für Energietechnik.

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 Vertragspartner 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 ausgleichende Umsetzung der Prinzipien der nuklearen Si-

cherheit 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 sind bereits in vollem Gang. Am 28. und 29. September 2009 trafen sich Delegationen der Vertragsstaaten in Wien, um die Organisation vorzubereiten (Figur 2). So wurden revidierte Richtlinien für die Erstellung der Länderberichte, die bis Herbst 2010 einzureichen sind, verabschiedet, die Ländergruppen eingeteilt und verschiedene Funktionen bzw. Ämter für die Konferenz verteilt. Die Schweiz wurde der Ländergruppe 5 zugeteilt, zusammen mit Kanada, Deutschland, Bulgarien, Armenien, Österreich, Peru, Nigeria, Vereinigte Arabische Emirate, Griechenland und Irland.



Figur 2: Claudia Humbel Haag, Vertreterin des ENSI, am Vorbereitungstreffen zur 5. CNS-Überprüfungskonferenz in Wien.

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

Mit Blick auf die 3. Überprüfungskonferenz zum Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Joint Convention) vom 11. bis 20. Mai 2009 bei der IAEA in Wien hatte das ENSI Ende September 2008 fristgerecht den nationalen Statusbericht eingereicht. Der Bericht legt dar, wie die Schweiz den Verpflichtungen des Übereinkommens nachkommt. Des- sen Ziel ist es, in den Vertragsstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit bei der Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle zu erreichen und zu erhalten.

An der Überprüfungskonferenz wurden die 48 Vertrags- staaten (7 mehr als bei der 2. Überprüfung im Mai 2006) in 6 Ländergruppen eingeteilt. Die Schweiz war in der 5. Ländergruppe, zusammen mit Deutschland, Korea, Italien, Norwegen, Uruguay, Island und Lettland, und stellte auch den Vice-Chairman dieser Gruppe. Die Prä- sentation der Schweiz zu ihrem Länderbericht erzeugte ein sehr positives Echo. Sie erhielt insgesamt acht so genannte «Good Practices». Besonders hervorgehoben wurde von den anderen Staaten das transparente Sach- planverfahren mit Partizipation der Öffentlichkeit und der Nachbarländer. Gute Noten gab es auch für die Re- duzierung des Abfallvolumens mittels Verbrennungs- und Schmelzanlage des Zwischenlagers Würenlingen, für die Datenbank ISRAM (Informationssystem radioak- tiver Materialien) sowie für das Forschungsprogramm mit den beiden Felslabors Mont Terri und Grimsel.

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-Konven- tion (PARCOM) von 1974 – benannte OSPAR-Überein- kommen wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach der Ratifikation durch alle Mit- gliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Bel- gien, Deutschland, Dänemark, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Irland, Island, Luxemburg, Norwegen, Niederlande, Portugal, Spanien, Schweden sowie die Eu- ropäische Union verpflichten sich, die Meeresverschmut- zung als Folge menschlicher Aktivitäten vom Lande aus



Figur 3: Die Internationale Atomenergieagentur IAEA in Wien.

und ab Schiffen zu bekämpfen. Beispielsweise verbietet das Übereinkommen die Abfallversenkung von Schif- fen aus sowie die Verbrennung von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im Radioactive Substances Committee der OSPAR, das sich mit der Einleitung von radioaktiven Stoffen in die Nordsee und den Nordostat- lantik befasst. Das Ziel der OSPAR im Bereich radioaktive Stoffe ist es, die künstlich eingetragene Radioaktivität bis zum Jahr 2020 so weit wie möglich zu reduzieren.

Die Vertragsparteien sind aufgefordert, nebst einem jährlichen Bericht über ihre radioaktiven Abgaben aus den Kernanlagen einmal in fünf Jahren einen zusam- menfassenden Bericht abzugeben. Anfang 2010 sind die Schweiz, Frankreich, Deutschland und Norwegen an der Reihe. Das ENSI hat bereits Mitte 2009 einen Ent- wurf des entsprechenden «Fifth Implementation Report Issued in Accordance with the PARCOM Recommenda- tion 91/4 on Radioactive Discharges» erstellt und in die landesinterne Vernehmlassung gegeben.

3.2. Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1. Internationale Atomenergieagentur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien (Figur 3) unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kerntechnik. Sie wur- de 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Verein- ten Nationen gegründet und hat heute 151 Mitglied- staaten. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicher- heit sowie die Sicherung und Überwachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Weiter fördert die IAEA die For- schung 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 internationalen 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 Fundamental Safety Principles¹ wird als übergeordnetes Sicherheitsziel «der Schutz von Menschen und Umwelt vor schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» definiert. Zur Umsetzung dieses Sicherheitsziels hat die IAEA zehn Grundprinzipien festgelegt.
- Die Safety Requirements konkretisieren die Grundprinzipien und legen konkrete themenspezifische Anforderungen zur Gewährleistung der Sicherheit fest. Diese Anforderungen werden als «Soll-Bestimmungen» formuliert und basieren auf den Fundamental Safety Principles.
- 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 Mitgliedstaaten, 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 Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen. Im Jahr 2009 wurden folgende Safety Standards veröffentlicht:

- NS-G-2.12 Ageing Management for Nuclear Power Plants
- GSR Part 4 Safety Assessment for Facilities and Activities
- GSR Part 5 Predisposal Management of Radioactive Waste
- TS-R-1 2009 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material edition
- NS-G-2.13 Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations
- TS-G-1.5 Compliance Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material
- NS-G-2.15 Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants
- GS-G-3.5 The Management System for Nuclear Installations
- SSG-1 Borehole Disposal Facilities for Radioactive Waste

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

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 Mitgliedstaaten mindestens alle zehn Jahre eine Überprüfung der nuklearen Gesetzgebung und Aufsicht durch internationale Experten (Peer Review) durchführen lassen.

¹ *Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals, No. SF-1, IAEA, Vienna 2006*

Der IRRS dient der Stärkung der behördlichen Aufsicht und staatlichen Infrastruktur für die Sicherheit der Kernanlagen. Aufgrund 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 für das Jahr 2011. Die Empfehlungen aus der Überprüfung von 1998 und der Folgemission von 2003 trugen 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: Im Frühjahr war Bernd Linsenmaier aus der ENSI-Sektion Mensch, Organisation und Sicherheitskultur Mitglied einer Folgemission zur französischen Aufsichtsbehörde ASN. Seine thematischen Schwerpunkte waren Inspektion, Enforcement (Durchsetzung von Vorschriften), Notfallschutz und Betriebserfahrungs-Rückfluss. Im Juni 2009 beteiligte sich ENSI-Vizedirektor Georg Schwarz an der IRRS-Überprüfung der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC als Experte für die Bereiche Gesetzgebung, Organisation und Aufbau der Aufsichtsbehörde, Managementsystem sowie Kommunikation mit interessierten Stellen und der Öffentlichkeit. Mit Fokus auf die gleichen Themengebiete nahm im Oktober 2009 ENSI-Direktor Ulrich Schmocker an einer IRRS-Folgemission in Grossbritannien teil, in deren Rahmen die staatliche Aufsichtsbehörde Nuclear Directorate überprüft wurde. Im gleichen Monat leitete Schmocker das Vorbereitungstreffen für eine IRRS-Überprüfung der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC, die für Herbst 2010 geplant ist. Gerhard Schoen, Leiter der ENSI-Sektion probabilistische Sicherheitsanalysen und Accident Management, war Experte bei einer IRRS-Mission nach Russland, die im November 2009 stattfand. Er widmete sich den Themen Managementsystem, Bewilligung und Sicherheitsbewertung.

ENSI-Mitarbeitende werden auch in Zukunft an den Integrated Regulatory Review Services der IAEA mitwirken. Die Erfahrungen zeigen, dass durch Teilnahme an solchen internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht des ENSI gewon-

nen werden. Den Anstoss für die Einführung von Werksinspektoren in der Schweiz gab beispielsweise die Teilnahme an einer früheren IRRS-Mission nach Grossbritannien.

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. 28 der 30 OECD-Staaten sind Mitglied der NEA. Sie 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 Mitgliedstaaten als Entscheidungsbasis dienen können. Die Vertretung des ENSI in der NEA stellt sicher, dass die Schweiz mit den anderen Mitgliedstaaten gut vernetzt ist und sich ihre nukleare Aufsicht am internationalen Stand ausrichtet. Die Kernkompetenzen der NEA sind die Reaktorsicherheit, Aufsicht über Kernanlagen, Handhabung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und -haftpflicht sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt zudem eine Vielzahl von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten.

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). Geleitet wird die ganze Organisation vom Steering Committee for Nuclear Energy, in dem das ENSI im Berichtsjahr erstmals Einsitz nahm.

3.2.2.1. Steering Committee for Nuclear Energy

Das ENSI vertritt die Schweiz zusammen mit dem Bundesamt für Energie in diesem strategischen Führungsgremium. Das Steering Committee for Nuclear Energy überwacht die Arbeit der Kommissionen, erarbeitet den Sechsjahres-Unternehmensplan und genehmigt

die Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. Letzteres war ein zentrales Diskussionsthema im Jahr 2009. 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 einer Beratungsgruppe (Advisory Group) beschlossen, die Lösungsvorschläge zur zukünftigen Finanzierung erarbeiten soll. Im Zusammenhang mit dem Unternehmensplan, der per Ende 2010 erneuert werden muss, wurde auf die wachsende Bedeutung von Russland, China und Indien für die internationale Kernenergie und damit auch für die NEA hingewiesen. Russland hat seit längerer Zeit Beobachterstatus in der CSNI, und im Berichtsjahr haben erstmals auch Indien sowie Polen und Slowenien Vertreter mit Beobachterstatus zum CSNI-Dezembertreffen entsandt. Eines der gegenwärtig brennendsten Themen im Nuklearbereich ist die globale Versorgung mit medizinischen Radioisotopen. Die NEA hat eine High-Level Group on the Security of Supply of Medical Isotopes ins Leben gerufen. Sie setzt sich aus 20 Experten von 11 Staaten, der EU und der IAEA zusammen und soll Vorschläge für die Deckung des weltweit steigenden Bedarfs – bei gleichzeitiger Nichtverfügbarkeit der grössten Produktionsreaktoren in Kanada und Holland – erarbeiten. Die Gruppe wird durch freiwillige Beiträge finanziert.

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 (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

re 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 abgeleitete Lehren. Im Februar 2009 veröffentlichte die Arbeitsgruppe zwei neue Berichte zu den Themen «National Operating Experience Feedback Programmes» und «Operational Experience Feedback Related to Fire Events and Fire Protection Programmes». Die gesammelten Betriebserfahrungen zu Brandereignissen werden u.a. bei der Auslegung neuer KKW genutzt.

Die WGIP befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit von Inspektionen und analysiert Inspektionsmethoden 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. Im Berichtsjahr stand die gegenseitige Berichterstattung über inspektionsrelevante Neuerungen im Aufsichtsbereich und bei den Behörden der Mitgliedsländer im Vordergrund. Der nächste Workshop findet im Mai 2010 statt und wird sich den Themen «Inspektion des Sicherheitsmanagementsystems der Betreiber», «Erfahrungen aus der Inspektion der Sicherheitskultur» und «Wirksamkeit der behördlichen Inspektionsprozesse» widmen. Bei letzterem wird die Schweiz zusammen mit Spanien die Federführung übernehmen.

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine wichtige Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC) der CNRA befasst sich gegenwärtig mit den Themen Transparenz der Tätigkeit von Aufsichtsbehörden, Information der lokalen Öffentlichkeit, Wahrnehmung der Öffentlichkeit sowie mit der Krisenkommunikation. Bis Ende 2010 sollen hierzu Veröffentlichungen vorliegen. Am Jahrestreffen 2009 standen die Umfragen zur Kommunikationspraxis bei den Mitgliedsländern im Zentrum. Die Delegierten bekräftigten, dass ihre Sicherheitsbehörden nach möglichst grosser Transparenz und bürgernaher Kommunikation streben. Die Umfrageergebnisse werden hinsichtlich Differenzen und Übereinstimmungen zwischen den Ländern weiter evaluiert.

Im Jahr 2008 ins Leben gerufen wurde die CNRA Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR), in der das ENSI ebenfalls vertreten ist. An den zwei Treffen des Berichtsjahres informierten die WGRNR-Mit-

glieder über ihre Programme, die Bewilligungsverfahren und die bisherigen Erfahrungen beim Bau neuer Kernkraftwerke. Wichtigstes Thema war die Construction Experience Database (ConEx), die sich derzeit in Entwicklung befindet. Ziel der Datenbank ist die systematische Sammlung aktueller und historischer Erfahrungen bei KKW-Neubauprojekten. Erste Datensätze – u.a. der Kernkraftwerke Olkiluoto-3 (Finnland) und Flamanville-3 (Frankreich) – liegen bereits vor. Die WGRNR erarbeitet des weiteren einen Übersichtsbericht, der sich mit der Regelung der Standortwahl und Standortvorbereitung für den Neubau von Kernkraftwerken in den Mitgliedsländern befasst.

Im Zusammenhang mit neuen Kernkraftwerken von Interesse für die Schweiz ist auch das Multinational Design Evaluation Programme (MDEP), dessen Sekretariat die NEA führt. Die MDEP-Idee wurde 2005 von den Aufsichtsbehörden Frankreichs und Finnlands geboren, die sich mit dem Neubau eines European Pressurized Water Reactor (EPR) konfrontiert sahen. MDEP ist eine Fortentwicklung der bilateralen Zusammenarbeit dieser Länder. Sie wurde auf die USA und schliesslich auf weitere Staaten erweitert, deren Kernenergie-Aufsichtsbehörden sich mit konkreten Neubauprojekten auseinandersetzen müssen – Kanada, Grossbritannien, China, Japan, Russland, Südkorea und Südafrika. MDEP besteht aus fünf Arbeitsgruppen: Zwei «Design-specific Groups» befassen sich mit konkreten Anlagen (EPR, AP1000) und drei «Issue-specific Groups» mit spezifischen Fragen zur Leittechnik (I&C), zu Rechencodes und Standards und zu Inspektionen bei Herstellern von Anlagenkomponenten. Für die EPR-Evaluation wurden die vier Untergruppen probabilistische Sicherheitsanalysen, digitale Leittechnik, Transienten und schwere Unfälle gebildet. Im Zusammenhang mit dem AP1000 behandeln spezielle Arbeitsgruppen die Explosionsventile zur Auslösung passiver Systeme, die Bautechnik und das Steuerstab-Antriebssystem. Im Berichtsjahr wurde das «Multinational Vendor Inspection Cooperation Programme» ins Leben gerufen, das sich mit der Methodik von Inspektionen beim Anlagenhersteller auseinandersetzt. Das ENSI hat sich im Herbst 2009 offiziell für die Aufnahme der Schweiz in das MDEP beworben.

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, die Mitgliedstaaten auf dem aktuellen Stand des Wissens im Bereich der

nuklearen Sicherheit zu halten. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik und erstellt darüber Berichte. Es fördert die Koordination von Forschungs- und Entwicklungsprojekten in den Mitgliedstaaten 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 bestritten folgende permanente Arbeitsgruppen:

- Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE);
- Working Group on Accident Management and Analysis (WGAMA);
- Working Group on Risk Assessment (WGRISK);
- Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF);
- Working Group on Fuel Safety (WGFS);
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCSS).

Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte (zu Details siehe die Internetseite des CSNI: <http://www.nea.fr/html/nsd/csni/index.html>). Das ENSI ist im Komitee selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCSS vertreten. Ein zentraler Diskussionspunkt des Komitees im Berichtsjahr war die gemeinsame Strategie von CSNI und CNRA für die Jahre 2010–14. Die Mitglieder stellten fest, dass die wissenschaftlichen und sicherheitsorientierten Aspekte weiterhin im Vordergrund der Arbeiten stehen, aber in Zukunft auch politische Themen mehr Aufmerksamkeit erhalten sollen. Die NEA versteht sich nach wie vor als Organisation der Regierungen und entsprechend gross war die Zurückhaltung gegenüber der Idee, die Industrie und Nichtregierungsorganisationen einzubinden. Einig ist man sich darüber, mehr darauf zu achten, dass Doppelspurigkeiten innerhalb der Kommissionen, aber auch mit den Aktivitäten der IAEA, vermieden werden müssen. Das CSNI wird die in der Strategie genannten Schwerpunkte nun in konkretere Aufgaben (Safety Issues and Topics) umformulieren.

Die IAGE befasst sich mit der Integrität von mechanischen Komponenten, der Alterung und Integrität von Betonstrukturen und der Erdbebensicherheit von Kernanlagen. Im Bereich Erdbebensicherheit steht nach wie vor das schwere Erdbeben vom Juli 2007 in Japan im Zentrum des Interesses, das unter anderem das grösste Kernkraftwerk der Welt Kashiwazaki-Kariwa mit einer Gesamtleistung von über 8000 MW traf. Erst zwei der sieben Reaktorblöcke am Standort konnten wieder in Betrieb genommen werden. Japan überprüft jetzt

die Erdbebensicherheit aller seiner Kernkraftwerke. Zu den Untersuchungen gehören neue seismische Gefährdungsstudien, die Installation neuer Messnetze sowie neue Erdbebenbemessungen für Gebäude und Komponenten. Für die Arbeit der IAGE bedeutsam ist auch das International Seismic Safety Centre (ISSC) der IAEA. Ziele des ISSC sind die Erhöhung der Erdbebensicherheit von Kernkraftwerken, die Entwicklung von entsprechenden Regelwerken, die Unterstützung von Betreibern nach Erdbebenereignissen mit Expertenwissen sowie der generelle Wissensaustausch. Im Auftrag der IAEA hat das europäische Forschungszentrum JRC eine Datenbank entwickelt, in welcher Angaben zu seismischen Ereignissen in Kernkraftwerken gesammelt und ausgewertet werden.

Ein Schwerpunkt im Bereich Betonstrukturen war die Lancierung einer Benchmarkstudie zum Verhalten bei stossartigen Belastungen. Von der Studie werden neue Erkenntnisse bei der rechnerischen Behandlung des Flugzeugabsturzes auf Betonkonstruktionen erwartet. Verschiedene Länder betreiben entsprechende Forschungsprogramme. Die Durchführung aussagekräftiger Versuche zur Verifizierung von Rechencodes ist jedoch sehr aufwändig.

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 2009 einen Bericht zur Erweiterung von Computational-Fluid-Dynamics-(CFD-) Programmen für Sicherheitsprobleme bei Zweiphasenflüssen herausgegeben. Für die ENSI-Vertretung in der WGAMA steht neben dem wissenschaftlichen Erkenntnisgewinn der Kontakt mit ausländischen Behördenvertretern im Vordergrund, da in der Arbeitsgruppe auch Erfahrungen aus Vorkommnissen ausgetauscht werden. Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Verschiedene Länder – Deutschland, Grossbritannien, Kanada, Japan, die USA und die Schweiz – entwickeln derzeit Richtlinien zur Qualität einer PSA, mit dem Ziel, möglichst umfassende Standards für alle relevanten Betriebszustände, für interne und externe Ereignisse sowie für alle drei Stufen der PSA auf-

zubauen. Im für die PSA wichtigen Bereich der menschlichen Zuverlässigkeitsanalyse (Human Reliability Analysis, HRA) wurde im November 2009 ein Workshop zum Thema «Verwendung von Simulatordaten für die HRA» unter Federführung von Vinh Dang, Paul Scherrer Institut, durchgeführt. Ein weiterer Schwerpunkt sind probabilistische Methoden zur Bewertung digitaler Leitsysteme einschliesslich der dazugehörigen Software. Im Oktober des Berichtsjahres führte die WGRISK hierzu einen Workshop durch. Diskutiert wurden, wie so genannte Common Cause Failures in der PSA zu berücksichtigen sind, und welchen Einfluss die Instandhaltung und eine fehlertolerante Auslegung auf die Zuverlässigkeit haben. Für die PSA von Bedeutung sind schliesslich 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. Am Jahrestreffen vom September 2009 standen drei Themen im Mittelpunkt: Erstens die menschlichen und organisatorischen Faktoren bei der Ereignisursachenanalyse. Hier wurde die Frage erörtert, warum menschliche und organisatorische Aspekte in Vorkommnissen selten tiefer analysiert werden. Die Resultate einer Umfrage unter den Mitgliedern wurden vor dem Arbeitsgruppentreffen in einem zweitägigen Spezialistenworkshop analysiert und aufbereitet. Sie sollen in einem Bericht zusammengefasst werden. Zweitens sollen menschliche und organisatorische Faktoren bei zukünftigen Kernkraftwerken weiter optimiert werden. Die Grundlagen hierzu sollen durch gezielte Forschungsprojekte erarbeitet werden. Das dritte Thema widmete sich ebenfalls den neuen Kernkraftwerken bzw. wie die Sicherheit in der Vorbetriebsphase gewährleistet werden soll. Die Erfahrungen mit dem Bau von Olkiluoto-3 und Flamanville-3 zeigen, wie wichtig die richtige Organisation der Arbeiten bei Neubauprojekten ist.

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). Im Berichtsjahr hat die WGFS Berichte zum Wissensstand bei Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfällen publiziert. Im Weiteren hat sie im September 2009 im Anschluss an die «Top-

Fuel»-Konferenz in Paris einen Workshop zum Thema Reaktivitätsstörfälle durchgeführt. Vor dem Hintergrund von Leistungs- und Abbranderhöhungen, neuen Auslegungen und verbesserten Analysemethoden sollen nach dem Willen der Arbeitsgruppe die Sicherheitskriterien für Brennstoffe in Leichtwasserreaktoren einer Überprüfung unterzogen werden. Sie schlägt als neue Aktivität vor, einen Überblicksbericht zum Status der Sicherheitskriterien bei Kühlmittelverlust- und zu Reaktivitätsstörfällen in den verschiedenen Ländern zu erstellen. Das CSNI genehmigte dies.

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

Das CRPPH hat den Auftrag, aufkommende Themen und Problemstellungen im Strahlenschutz zu erkennen, deren Auswirkungen auf die Sicherheit abzuschätzen und geeignete Massnahmen zu empfehlen. Es fördert die Umsetzung wissenschaftlicher Erkenntnisse in Vorgaben für den Strahlenschutz, ist ein Forum für den Austausch von Information und Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden und unterstützt die Umsetzung bewährter Aufsichtsmethoden bei den unterschiedlichsten Strahlenanwendungen. Das CRPPH hat mehrere Ad-hoc-Experten- und Arbeitsgruppen zu den Themen berufliche Strahlenexposition, Empfehlungen der International Commission on Radiological Protection, Strahlenschutz und öffentliche Gesundheit, Einbezug der Betroffenen, Stand der Technik sowie Notfallschutz. Das ENSI ist im Komitee selbst sowie in dessen Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM) vertreten und stellt den schweizerischen Verantwortlichen für das Informationssystem für berufliche Strahlenexposition (Information System on Occupational Exposure ISOE).

Die grösste aktuelle Herausforderung ist die Integration des Strahlenschutzes in die modernen Konzepte der Risikobeherrschung. Aus diesem Grund werden die international akzeptierten Prinzipien des Strahlenschutzes, auf denen praktisch alle nationalen Strahlenschutzgesetzgebungen beruhen, überprüft und revidiert. Das Ziel der CRPPH ist es, einen Konsens der Strahlenschutzexperten der verschiedenen Aufsichtsbehörden bezüglich der Stossrichtungen dieser Verbesserungen herzustellen und sicherzustellen, dass diese gemeinsame Haltung bei der Revision der internationalen Vorgaben auch berücksichtigt wird. Der Fokus der WPNEM-Arbeiten ist die Verbesserung der Notfallschutzplanung und der Notfallorganisation in den Mitgliedsländern sowie auf internationaler Ebene. Ein wichtiges Element dieser Arbeiten ist

die Vorbereitung und Durchführung von internationalen Notfallübungen (Nuclear Emergency Exercise INEX). Die nächste 4. INEX ist für 2010 geplant.

3.2.2.5. Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC unterstützt die Mitgliedstaaten bei Fragen zur Handhabung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht dabei die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle (v. a. abgebrannter Brennelemente). Zentrales Diskussionsthema an der RWMC-Sitzung vom Frühjahr 2009 war das von 2007 bis 2010 laufende Projekt zum Thema Rückholbarkeit. Offene Fragen, die international diskutiert werden, betreffen die Bedeutung der Langzeitüberwachung und die Sicherungs-Kontrollmassnahmen für den Fall, dass abgebrannte Brennelemente zurückgeholt würden. Ende 2010 wird Frankreich hierzu einen Workshop organisieren. Im Weiteren plant die NEA die Gründung einer Arbeitsgruppe, die sich mit dem Thema Langzeitdokumentation inkl. Markierung eines geologischen Tiefenlagers befassen wird.

Die Aktivitäten der RWMC-Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC)» umfassten 2009 unter anderem die Fertigstellung eines Statusberichts zum Thema Selbstverschluss von Wirtsgesteinen. Der Bericht wurde vom IGSC Clay Club (Working Group on the Characterisation, the Understanding and the Performance of Argillaceous Rocks as Repository Host Formations) erarbeitet, der eine internationale Plattform für den Austausch von Erkenntnissen aus den Forschungsarbeiten zu Tongesteinen ist. Als Schwerpunkt der zukünftigen Arbeiten wurde u.a. die Migration von Gas in Tongesteinen definiert. Das ENSI hat im Hauptkomitee, in der IGSC und seinen Untergruppen 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). Schwerpunktsthemen, die das Forum zukünftig verfolgen möchte, sind der Sicherheitsnachweis über sehr lange Zeiträume, die Bedeutung der «effektiven Dosis» als Mass für die Beurteilung des gesundheitlichen Risikos bei diesem Sicherheitsnachweis sowie der Verschluss von geologischen Tiefenlagern inkl. Bedeutung der Überwachung und Rückholbarkeit. Das Forum on Stakeholder Confidence thematisiert die sozialen Aspekte der nuklearen Entsorgung und den Dialog mit der Öffentlichkeit. Bei diesen Themen sind für das

ENSI mit Blick auf den Sachplan geologische Tiefenlager die Erfahrungen aus anderen Ländern von besonderem Interesse.

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 Beitrittsverhandlungen 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 stiessen 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-Kernenergiestaaten der EU einzubeziehen. Behördenvertreter dieser Staaten können neu 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 Bereich Kernenergie stellen. Das Resultat der Harmonisierungsbestrebungen sind technische und organisatorische 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 Bereiche Reaktorsicherheit, Stilllegung von Kernanlagen und Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie rief zu diesem Zweck zwei Arbeitsgruppen, die Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) und die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD), ins Leben. Ihr Auftrag lautet, die unterschiedlichen Ansätze für die nukleare Sicherheit zu analysieren, mit den Sicherheitsstandards der IAEA zu vergleichen und Lösungen vorzuschlagen, wie Unterschiede bereinigt werden können, ohne die Si-

cherheit 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 Richtlinienenebene wie auch beim Vollzug in den Werken bereits weit fortgeschritten. Sie muss Ende 2010 abgeschlossen sein, und die in der WENRA vertretenen Behördenorganisationen sind aufgefordert, einen Statusbericht ihres Landes abzuliefern. Die RHWG wird daraus 2011 einen zusammenfassenden Abschlussbericht erstellen. Sie arbeitet im Weiteren an einer Studie zu den Sicherheitsanforderungen für neue Kernkraftwerke und hat hierzu 2009 einen ersten Bericht herausgegeben. Die WGWD, deren Vorsitz Stefan Theis, Leiter der ENSI-Sektion Beförderung und Abfalltechnik wahrnimmt, erstellte Berichte zur Umsetzung der SRL in den Bereichen Lagerung und Stilllegung und nahm die Erarbeitung von SRL für die Sicherheit von Endlagern an die Hand.

Ein Diskussionsthema der WENRA im Berichtsjahr war die Zusammenarbeit mit der European Nuclear Safety Regulators' Group (ENSREG, siehe weiter unten). Die WENRA-Mitglieder waren sich einig, ihre Organisation als Fachgremium beizubehalten, da es ohne Vorgaben einer übergeordneten Organisation arbeiten kann. Ausführlich diskutiert wurde im Berichtsjahr im Weiteren die Handhabung der neuen nuklearen Sicherheitsrichtlinie der EU (siehe unten). Als neuer WENRA-Vorsitzender wurde Jukka Laaksonen, Leiter der finnischen Aufsichtsbehörde, gewählt.

3.3.2. European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)

Die ENSREG wurde Ende 2007 von der EU eingesetzt, damals noch unter dem Namen High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management (HLG). Die konstituierende Sitzung der ENSREG fand am 12. Oktober 2007 statt.

Die Aufgaben der ENSREG umfassen ähnliche Themen wie diejenigen der WENRA-Gruppe, nämlich die Harmonisierung der Anforderungen an die nukleare Sicherheit, der Anforderungen an die Lagerung abgebrannter Brennelemente und an die Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie der Vorgaben für die Finanzierung von Stilllegung und Entsorgung. In beiden Gremien nehmen zumeist die gleichen Behördenvertreter Einsitz. Die Schweiz hat als Nicht-EU-Mitglied in der ENSREG kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobachterstatus. Im Zentrum der Diskussion stand im Berichtsjahr die

«Richtlinie 2009/71/Euratom des Rates vom 25. Juni 2009 über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen». Sie ergänzt das internationale «Übereinkommen über nukleare Sicherheit» (siehe weiter oben) um zusätzliche Anforderungen. Insbesondere werden periodische Peer Reviews der Kernenergie-Aufsichtsbehörden gefordert. Diese Peer Reviews sollen zusammen mit der IAEA als IRRS-Missionen durchgeführt werden.

Die EU-Staaten müssen bis Mitte 2014 über die Umsetzung der Richtlinie in ihren Ländern Bericht erstatten und danach alle drei Jahre, wobei sie «die Überprüfungs- und Berichtszyklen nach dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit nutzen» sollen. Die Schweiz wird sich voraussichtlich diesen Vorgaben anschliessen und im Rahmen der Vorbereitungen zur CNS-Überprüfungskonferenz 2014 ebenfalls eine Selbsteinschätzung vornehmen, ob sie die EU-Richtlinie erfüllt.

3.3.3. Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programs (NERS)

NERS ist ein massgeblich von Serge Prêtre, früherer Direktor der ENSI-Vorläuferorganisation HSK, initiiertes Netzwerk von Vertretern der Aufsichtsbehörden kleiner Kernenergieländer, d.h. Staaten, die nur über wenige

Leistungsreaktoren verfügen. Neben der Schweiz sind Argentinien, Belgien, Tschechien, Finnland, Ungarn, die Niederlande, Pakistan, Slowenien, Slowakei und Südafrika Mitglieder. Das Gremium dient vor allem dem Informationsaustausch und widmet sich jedes Jahr bestimmten Schwerpunktthemen. An der 12. Jahressitzung vom Juni 2009 in Brüssel (Figur 4) standen die Organisation der Aufsichtsbehörden, der Betriebserfahrungsaustausch, das Bewilligungsverfahren und der Bau neuer Kernkraftwerke sowie der Stand der Entsorgung radioaktiver Abfälle in den Mitgliedsländern auf der Agenda. Das ENSI kann bei allen NERS-Themen substantielle Beiträge leisten und profitiert von der offenen Diskussion über die Herausforderungen anderer Aufsichtsbehörden in «Kernenergie-Kleinstaaten».

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 (Chernobyl Shelter Funds) zur Behandlung radioaktiver Abfälle beim Kernkraftwerk Tschernobyl (Nuclear



Figur 4: Das NERS-Treffen 2009 fand vom 4. bis 5. Juni bei der Bel V in Brüssel unter Leitung des Jahrespräsidenten Pieter de Gelder (6. v. l.) statt.



Figur 5: Blick auf den zerstörten Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl.

Safety Account) und zum Bau einer neuen Schutzhülle (New Safe Confinement) um den zerstörten Block 4 von Tschernobyl (Figur 5). Bei der Verwaltung der EBRD-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 Stellungnahme der Schweiz zu einem Projektvorschlag für ein Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente in Tschernobyl. Ein internationales Unternehmen hat der EBRD hierzu eine neue Offerte unterbreitet, die drastische Kostensteigerungen nach sich ziehen würde. Das ENSI hat sich gegenüber dem SECO bereit erklärt, im Sinne einer Second Opinion den Projektvorschlag zu prüfen. Die Überprüfung wird voraussichtlich in der ersten Hälfte 2010 stattfinden.

3.3.5. International Electrotechnical Commission

Das ENSI ist in der Normenorganisation der International Electrotechnical Commission (IEC) vertreten und beteiligt sich im IEC Technical Committee 45 (Nuclear Instru-

mentation) an der Erarbeitung von Standards und technischen Berichten. Die vom TC 45 erstellten IEC-Standards sind von grosser Bedeutung für die Begutachtung leittechnischer Systeme in den schweizerischen Kernkraftwerken und werden entsprechend in den Richtlinien des ENSI berücksichtigt. Die IEC-Standards, die in relativ kurzen Abständen von ca. 5 Jahren revidiert werden, sollen teilweise auch von der EU als Normen übernommen werden.

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 ASN und auf schweizerischer Seite Vertre-

ter des ENSI, des Bundesamts für Energie BFE, des Bundesamts für Gesundheit BAG, der Nationalen Alarmzentrale NAZ sowie ein Vertreter für die Kantone Basel und Jura. Für den Notfallschutz und für den Strahlenschutz im konventionellen 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 20. Jahrestagung im Juni 2009 in Genf abgehalten. Zentrale Themen der Tagung waren der Informationsaustausch über die Sicherheit der Kernanlagen und den Strahlenschutz in den beiden Ländern, die Koordination der Notfallschutzmassnahmen, die Anforderungen an neue Kernkraftwerke und die Fortschritte bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie stand unter dem gemeinsamen Vorsitz von André-Claude Lacoste, Präsident der ASN, und von Ulrich Schmocker, Direktor des ENSI.

Die ASN berichtete ausführlich über die Erfahrungen beim Bau des neuen Kernkraftwerks in Flamanville. Herausfordernd sind dabei die Qualitätssicherung und -kontrolle, insbesondere bei Unterlieferanten. Zudem informierte die ASN über die im September beginnende dritte Zehnjahresrevision im Kernkraftwerk Fessenheim-1. Diese Revision dauert rund ein halbes Jahr, während der die Anlage umfassend überprüft und inspiziert wird. Der Vertreter der Kantone in der Kommission übergab der ASN einen Fragenkatalog zu Sicherheitsaspekten des KKW Fessenheim. Das ENSI informierte die französische Seite über den Übergang von der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) ins ENSI auf den 1. Januar 2009. Die mit diesem Schritt verbundene Eigenständigkeit im Bereich der Personal- und Budgetplanung stiess auf besonderes Interesse seitens Frankreich. Das ENSI berichtete über die weiteren Arbeiten in der Schweiz zum Erdbebenprojekt Pegasos. Um die Streuungen in den Ergebnissen dieser Studie einzugrenzen, wurden an allen KKW-Standorten der Schweiz spezifische Bohrungen abgeteuft, mit denen die genaue Bodenbeschaffenheit erfasst werden soll. Zur Erdbebensicherheit fand eine Woche nach dem Treffen der CFS ein gemeinsam von ASN und ENSI organisiertes öffentliches Seminar in Strassburg statt. Hauptthemen waren die Daten- und Methodenentwicklung zur Bewertung von seismischen Risiken.

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 2009 führte die DSK in Leipzig ihr 27. Jahrestreffen durch. Zentrale Themen der Tagung waren der Informationsaustausch über die Sicherheit der Kernanlagen und den Strahlenschutz in beiden Ländern, die Koordination der Notfallschutzmassnahmen 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 Ulrich Schmocker, Direktor des ENSI, leiteten die Tagung gemeinsam.

Die Schweiz informierte über die organisatorischen Änderungen und den Ausbau des ENSI als Folge des möglichen Baus von neuen Kernkraftwerken. Im Weiteren legte die Schweiz den Stand der drei Rahmenbewilligungsgesuche für neue Kernkraftwerke dar. Die deutsche Seite orientierte über den Koalitionsvertrag zwischen CDU/CSU und FDP und dessen Auswirkungen auf die Nutzung der Kernenergie. Zudem erläuterte sie die kürzlich gestartete Pilotphase zur Umsetzung ihres untergesetzlichen Regelwerks. Ein Schwerpunktsthema der DSK-Tagung war die gegenseitige Berichterstattung über die betriebliche Sicherheit der Kernkraftwerke. Es zeigte sich, dass in beiden Staaten ein hoher Sicherheitsstand besteht. Ausführlich informierte die Schweiz über das INES-2 Vorkommnis in Beznau, bei dem 2 Arbeiter eine zu hohe Strahlendosis erhielten (siehe Aufsichtsbericht 2009 des ENSI).

Die vier Arbeitsgruppen der DSK informierten über ihre Aktivitäten in den Bereichen Anlagensicherheit, Notfallschutz, Strahlenschutz und nukleare Entsorgung. Sie berichteten unter anderem über die Vorgehensweise bei den periodischen Sicherheitsüberprüfungen anhand der Beispiele für die Kernkraftwerke Leibstadt und Neckarwestheim-1 sowie über Massnahmen zum raschen Informationsaustausch bei Störfällen. Ausführlich wurde der Stand der Entsorgung in Deutschland an den verschiedenen Standorten erläutert. Die Schweiz berichte-

te über den aktuellen Stand des Sachplanverfahrens für geologische Tiefenlager und insbesondere über die aktive Mitwirkung der deutschen Seite im gesamten Verfahren.

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 neunten bilateralen Nuklearexpertentreffens vom Juni 2009 in Wien orientierten sich die Delegierten beider Staaten zu den Themen Rechtsvorschriften und Behördenorganisation, Strahlenüberwachung, Notfallplanung und Bewilligungsverfahren. Die Schweiz nahm mit Vertretern des Bundesamtes für Energie, des ENSI und der Nationalen Alarmzentrale 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 und der Stand des Sachplans geologische Tiefenlagerung.

3.4.4. Forschungszusammenarbeit 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, gegen eine Jahresgebühr von USD 35 000

den vom Sandia National Laboratory entwickelten Melcor-Rechencode zu nutzen. Melcor dient der Simulation von schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren. Mit rechenbasierten Simulationen lassen sich beispielsweise Aussagen zu unfallbedingten schweren Brennstoffschäden, zur Freisetzung von Spaltprodukten sowie zum Verhalten des Sicherheitsbehälters von Kernkraftwerken machen (siehe auch Kap. 1 dieses Berichts).

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 Schwerpunkt des FS ist die Nachwuchsförderung. Das vor vier Jahren initiierte Programm hat zum Ziel, Schüler, Studierende und Diplomanden auf den Strahlenschutz aufmerksam zu machen. Hierzu werden unter anderem Projekte mit Schülerlaboratorien durchgeführt. Bisher gab es einige (regionale) Erfolge zu verzeichnen, insgesamt gestaltet sich das Vorhaben jedoch als sehr anspruchsvoll, da es ein grosses zeitliches und persönliches Engagement der Strahlenschützer voraussetzt.

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

Das ENSI hat am 1. Januar 2009 seine Tätigkeit als Nachfolgeorganisation der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK aufgenommen. Aufgaben und Personal sind dabei von der HSK übernommen worden. Das ENSI ist eine öffentlich-rechtliche Anstalt, die direkt dem Bundesrat unterstellt ist. Im Unterschied zur HSK gehört das ENSI nicht mehr zum Bundesamt für Energie. Damit wird eine wesentliche Forderung der IAEA und des schweizerischen Kernenergiegesetzes an die Unabhängigkeit der nuklearen Aufsichtsbehörde erfüllt.

Die begonnene Überarbeitung des Verordnungs- und Richtlinienwerks wurde auch im Jahr 2009 weitergeführt. Dabei wird das bestehende Verordnungs- und Richtlinienwerk den Anforderungen der neuen Kernenergiegesetzgebung angepasst und gleichzeitig mit den internationalen Standards abgestimmt. Im Berichtsjahr wurde eine Verordnung in Kraft gesetzt, und es wurden vom ENSI acht neu erarbeitete bzw. revidierte Richtlinien verabschiedet. Diese werden nachfolgend kurz vorgestellt. Darüber hinaus hat das ENSI Anhörungen zu sieben weiteren erarbeiteten Richtlinien durchgeführt.

4.1. Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen

Am 1. August 2009 ist die «Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen» (SR 732.112.2) in Kraft getreten. Das ENSI war bei der Erarbeitung dieser Verordnung massgeblich beteiligt.

Ein Grundsatz der nuklearen Sicherheit für Kernanlagen besteht darin, dass Vorsorge gegen eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe sowohl im Normalbetrieb als auch bei Störfällen getroffen werden muss. Die Anforderungen an den Schutz gegen Störfälle werden in Artikel 8 Absatz 2 und 3 der Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11) konkretisiert. Dort werden die Störfälle genannt, gegen die Schutzmassnahmen zu treffen sind.

Der ausreichende Schutz gegen Störfälle ist mittels einer Störfallanalyse nachzuweisen.

Die vorliegende Verordnung legt dafür, gestützt auf Artikel 8 Absatz 6 KEV, die spezifischen Gefährdungsannahmen und Bewertungskriterien fest. Neben den übergeordneten Nachweiszielen für den Schutz gegen Störfälle werden insbesondere die dem Nachweis zugrunde zu legenden Gefährdungsannahmen sowie die Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Auslegungs- und auslegungsüberschreitende Störfälle festgelegt.

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) und der KEV 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 die G-Richtlinien widmen sich generellen Themen. Der aktuelle Stand der Umsetzung dieses Konzepts kann dem Anhang E entnommen werden. Sämtliche gültigen Richtlinien finden sich auf der ENSI-Internetseite www.ensi.ch.

4.2.1. Richtlinie G03 – Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis

Diese im April 2009 verabschiedete Richtlinie legt das Schutzziel und die Schutzkriterien sowie Anforderungen

an ein geologisches Tiefenlager fest und trifft Festlegungen bezüglich des Vorgehens zum Nachweis der radiologischen Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers. Sie definiert wichtige Begriffe zur geologischen Tiefenlagerung und die Anforderungen an den Betrieb von Anlagen, die spezifisch für ein geologisches Tiefenlager und dessen Verschluss sind. Die Richtlinie ist auf Englisch übersetzt worden («Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the safety case»).

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

Diese im Februar 2009 verabschiedete Richtlinie regelt die detaillierten Anforderungen an die Planung, Herstellung und Montage von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen sowie deren Abstützungen und druckhaltende Ausrüstungsteile für die Verwendung in den schweizerischen Kernanlagen (BRK). Sie gilt auch für Kerneinbauten sowie für Ausrüstungsteile mit Sicherheitsfunktion. Die Regelungen betreffen Neubauten, Nachrüstungen, Änderungen und Instandsetzungen. BRK und Kerneinbauten gehören sowohl zu den mechanischen Hauptkomponenten als auch zu den mechanischen Ausrüstungen nach Anhang 4 Kernenergieverordnung.

4.2.3. Richtlinie G14 – Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen

Diese im Februar 2008 neu erstellte Richtlinie wurde im Dezember 2009 einer Revision unterzogen. Unter anderem wurden folgende Punkte geändert: Analog zum Normalbetrieb werden neu für die Dosisberechnungen bei Auslegungsstörfällen die 1-jährigen Kleinkinder, die 10-jährigen Kinder und die Erwachsenen der relevanten Bevölkerungsgruppen mit einbezogen. Daher werden diese Altersklassen auch im Anhang 9 «Dosisfaktoren für Einzelpersonen in der Bevölkerung» berücksichtigt. Der Hinweis, wie bei auslegungsüberschreitenden Störfällen gerechnet werden muss, wurde deutlicher formuliert. In den Anhängen 1, 2 und 3 erfolgte eine Einteilung in Kurzzeit- und Langzeitberechnungen. Weitere Anhänge wurden etwas erweitert.

4.2.4. Richtlinie A01 – Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse

Basierend auf der «Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen» (siehe oben) hat das ENSI eine Richtlinie erarbeitet, die im Juli 2009 verabschiedet wurde und zusammen mit der Verordnung im August 2009 gültig geworden ist. Diese Richtlinie regelt die Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse ausser den radiologischen Aspekten, welche in den Richtlinien ENSI-A08 und -G14 enthalten sind. Im Detail regelt die Richtlinie A01 die Anforderungen an die technische Störfallanalyse bezüglich Störfallhäufigkeit, zu betrachtendes Ereignisspektrum, Art des Einzelfehlers sowie zu unterstellendes und zu berücksichtigendes Anlageverhalten bei Auslegungsstörfällen. Zudem werden die Anforderungen an ausgewählte auslegungsüberschreitende Störfälle spezifiziert.

4.2.5. Richtlinie A05 – Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität

Die PSA ist ein Instrument, um die Notwendigkeit und die Angemessenheit von Sicherheitsmassnahmen zu bewerten. Die Richtlinie A05 regelt die Qualität und den Umfang der werkspezifischen PSA für Kernkraftwerke. Der Regelungsbereich umfasst die PSA-Stufen 1 und 2 für alle Betriebszustände sowie interne und externe auslösende Ereignisse. Bei den PSA-Stufen 1 und 2 geht es darum, die Häufigkeit einer Kernschmelze bzw. das Risiko einer grossen Freisetzung radioaktiver Stoffe zu bestimmen. In Übereinstimmung mit dem internationalen Stand der PSA-Technik werden die Risiken durch Krieg, Terror und Sabotage in der Richtlinie nicht behandelt. Die Richtlinie ist seit Januar 2009 gültig.

4.2.6. Richtlinie B04 – Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen

Diese Richtlinie ist in Zusammenarbeit mit dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) und der Schweizerischen Unfallversicherungsanstalt (SUVA) im August 2009 verabschiedet worden. Das BAG beaufsichtigt im Bereich des Personen- und Umgebungsschutzes die medizinischen

Betriebe und die SUVA die Industrie- und Gewerbebetriebe. Die vorliegende Richtlinie gilt für die Kernanlagen im Aufsichtsbereich des ENSI. Sie gilt zudem für einzelne Betriebe im Aufsichtsbereich der SUVA oder des BAG, wenn sie in der Bewilligung als anwendbar erklärt wird. Die Richtlinie legt das behördliche Aufsichtsverfahren für das Entfernen von Materialien aus kontrollierten Zonen sowie für die Auszonung von Bereichen aus kontrollierten Zonen dar. Die Richtlinie gibt auch an, wie der Bewilligungsinhaber bei den Freimessungen vorzugehen hat. Damit soll sichergestellt werden, dass die freigemessenen Materialien und Bereiche die gesetzlichen Bedingungen erfüllen. Ausserdem wird im Bereich des internationalen Warenflusses den national unterschiedlich geregelten Freimesskriterien für Materialien Rechnung getragen.

4.2.7. Richtlinie B06 – Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung

Diese Richtlinie wurde im April 2009 vom ENSI verabschiedet. Sie regelt die Anforderungen an die Instandhaltung von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen, deren Abstützungen und druckhaltende Ausrüstungsteile für die Verwendung in den schweizerischen Kernanlagen sowie für Kerneinbauten. Sie gilt auch für die Instandhaltung von Ausrüstungstei-

len mit Sicherheitsfunktion, die zum Schutz der BRK bei einem Überschreiten der zulässigen Grenzen bestimmt sind. Dabei handelt es sich um Einrichtungen zur unmittelbaren Druckbegrenzung wie Sicherheitsventile, Berstscheiben-Absicherungen, Knickstäbe und gesteuerte Sicherheitseinrichtungen.

4.2.8. Richtlinie B12 – Notfallschutz in Kernanlagen

Die im April 2009 verabschiedete Richtlinie gilt grundsätzlich für Kernkraftwerke, das Zentrale Zwischenlager Würenlingen und das Paul Scherrer Institut. Sie regelt die Anforderungen bezüglich Vorbereitung und Einsatzbereitschaft der Notfallorganisation und das Erfassen und Erkennen der Kriterien zur Warnung der Behörden und Alarmierung der Bevölkerung. Für Kernkraftwerke regelt sie zudem die Anforderungen an die Notfallinfrastruktur, die Störfallinstrumentierung, die technischen Entscheidungshilfen für das Unfallmanagement und die Übertragung der Anlageparameter. Die Anforderungen an die technische Ausrüstung zum Notfallschutz gelten primär für den Neubau von Kernanlagen. Die bestehenden Anlagen sind so weit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüstungstechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist.

5. Strategie und Ausblick

Am 1. Januar 2009 wurde die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) in das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) überführt. 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 derzeit vor einer Reihe neuer Herausforderungen. Zu diesen Herausforderungen gehören der Betrieb der bestehenden Kernkraftwerke während mehr als 40 Jahren, die Begutachtung der eingereichten Rahmenbewilligungsgesuche für neue Kernkraftwerke und parallel dazu die Vorbereitungen auf die zu erwartenden Baubewilligungsgesuche, das Sachplanverfahren zur Standortsuche für geologische Tiefenlager, die Überarbeitung des bestehenden Regelwerks sowie der Erhalt und Aufbau der Fachkompetenz beim ENSI.

Insbesondere um den hohen Anforderungen der drei Neubauprojekte Rechnung zu tragen, wurde das ENSI im Berichtsjahr teilweise reorganisiert und personell weiter ausgebaut. Eine der Direktion angegliederte neue Sektion «Neue Kernkraftwerke» wurde gegründet. Zudem wurde der Bereich der Sicherheitsanalysen durch Gründung einer entsprechenden Abteilung mit bestehenden Fachsektionen und einer neuen Fachgruppe «Deterministische Sicherheitsanalysen» gestärkt. Der Kompetenzaufbau dieser Gruppe wird im Rahmen des Projekts STARS vom Forschungspartner PSI unterstützt. Die vom ENSI unterstützten Forschungsprojekte tragen auf verschiedene Weise zur Bewältigung der genannten Herausforderungen bei. Neben der direkten Berücksichtigung der Forschungsergebnisse im Regelwerk wird das Fachwissen des ENSI erweitert und bleibt auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Das ENSI erhält Zugang zu internationalen Datenbanken mit Störfallursachen, -verläufen und -häufigkeiten und ist im stetigen Kontakt mit ausgewiesenen Experten auf diversen Gebieten der Sicherheitsforschung. Nicht zuletzt unterstützt die Finanzierung von Forschungsprojekten die Nachwuchsförderung im nuklearen Sektor.

In seiner Forschungsstrategie hat das ENSI thematische Schwerpunkte gesetzt. Der **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke** ist darin mit verschiedenen und umfangreichen Projekten zu Alterungsmechanismen, Werk-

stoffprüfung sowie Sicherheits- und Zuverlässigkeitsanalysen berücksichtigt. So konnte beispielsweise im Projekt Bruchmechanik im Berichtsjahr die Entwicklung einer zusätzlichen Methodik für den Sprödbbruch-Sicherheitsnachweis des Reaktordruckbehälters abgeschlossen werden.

Wie die finnischen Erfahrungen beim Bau des European Pressurized Water Reactor (EPR) zeigen, ist unter anderem die Fähigkeit, eigene unabhängige deterministische Sicherheitsanalysen durchführen zu können, von zentraler Bedeutung bei **Neubauprojekten**. Dies soll am ENSI mit der neu gegründeten Arbeitsgruppe «Deterministische Sicherheitsanalysen» in naher Zukunft möglich sein. Gleichzeitig werden im Bereich der Sicherheitsanalysen mit den Projekten STARS, MELCOR, MSWI, MCCI, ARTIST und diversen Beteiligungen an weiteren OECD-Projekten die Aktivitäten zur Weiterentwicklung (behördlicher) Rechenprogramme verstärkt. Die vom ENSI geplante Förderung des neuen Projekts PASSPORT geschieht vor dem Hintergrund, die numerische Modellierung von Störfällen in neuen KKW mit passiven Sicherheitssystemen methodisch zu verbessern. In diesem wichtigen Bereich gibt es noch offene Fragen, die mit Unterstützung des PSI bearbeitet werden sollen.

Um die **Fachkompetenz** in der Schweiz aufrecht zu erhalten bzw. zu erweitern, sollen weiterhin mit einem Grossteil der Mittel Forschungsinstitutionen in der Schweiz unterstützt werden. Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungskonsortien und durch die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist das ENSI nach wie vor 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 KKW» der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA). Beim Multinational Design Evaluation Programme (MDEP), deren Mitglieder sich mit der konkreten Auslegung von Komponenten und Systemen neuer Kraftwerkstypen auseinandersetzen, wurde die Mitgliedschaft beantragt. Nicht zuletzt sind erfahrene ENSI-Mitarbeiter als Dozenten an dem neuen, von PSI und swissnuclear durchgeführten Fortbildungskurs Kerntechnik im Frühjahr 2010 beteiligt.

Die **Entsorgung von radioaktiven Abfällen** erhält in der vom ENSI unterstützten Forschung durch zwei neue Projekte mehr Gewicht. Bei diesen werden parallel zum laufenden Sachplanverfahren sicherheitstechnisch wichtige Fragen behandelt: Das EU-Projekt FORGE beschäftigt sich mit Fragen der Gasentstehung in einem Tiefenlager und der Auswirkungen dieser Gase im Nah- und Fernfeld des Lagers. Im Projekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» wird auf Basis einer systematischen Analyse der heutigen Bewirtschaftungspraxis für radioaktive und nicht-radioaktive Abfälle untersucht, ob bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle auf nationaler Ebene Abstimmungsbedarf besteht. Auf internationaler Ebene dient das Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Joint Convention) der Erreichung eines hohen Sicherheitsstandards bei der Entsorgung. Zu diesem Übereinkommen fand 2009 bei der IAEA in Wien die dritte Überprüfungskonferenz statt. Sie zeigte, dass das in der Schweiz verfolgte transparente Verfahren zur Standortauswahl für geologische Tiefenlager auch international auf Anerkennung und Interesse stösst.

Die begonnene **Überarbeitung des Verordnungs- und Richtlinienwerks** wurde im Jahre 2009 weitergeführt und beanspruchte weiterhin grosse Ressourcen. Dabei werden auch neue technische und organisatorische Vorgaben – die so genannten Safety Reference Levels (SRL) ins schweizerische Regelwerk übertragen. Sie wurden zur Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen durch die WENRA erarbeitet. Zum Stichtatum der Überprüfung am 31. Dezember 2005 wurden 99

formale Abweichungen identifiziert. Davon waren 9 für die Praxis relevant. Das ENSI hat in einem Umsetzungsplan das weitere Vorgehen festgelegt. Bis zum Jahr 2011 sollen die Abweichungen behoben werden.

Im Jahr 2011 wird auch die nächste Überprüfung des ENSI durch ein internationales Expertenteam der IAEA stattfinden. Ziel dieses so genannten International Regulatory Review Services 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.

Mit der neuen Energiestrategie des Bundesrates, dem neuen Stromversorgungsgesetz, dem Sachplan für die geologische Tiefenlagerung und dem ENSI-Gesetz wurden in den letzten Jahren wesentliche energiepolitische Weichen gestellt, die für die Arbeit des ENSI wegweisend sind. Das ENSI wächst personell sehr schnell und muss neues Know-how aufbauen. Es stellt sich den neuen Herausforderungen und ist bereit, diese mit Engagement und Fachkenntnis zu erfüllen. Die Resultate der regulatorischen Sicherheitsforschung, der internationale Erfahrungsaustausch und die Erkenntnisse aus Vorkommnissen in ausländischen Kernanlagen liefern einen wichtigen Beitrag zu den Rahmenbedingungen, um die bisherigen und die neuen Aufgaben optimal wahrnehmen zu können.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Inhalt

KORA-II	77
PISA	87
Bruchmechanik	97
STARS	105
Development and Assessment Program for the MELCOR Code	117
MSWI	125
OECD Halden Reactor Project	135
OPDE	143
Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik	151
Zusammenarbeit in der Radioanalytik	159
ARTIST II – Aerosol Trapping in the Steam Generator	169
RC-Experiment Rock Mass Characterisation	177
Human Reliability Analysis (HRA)	187
Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW	197

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
Telephone, E-mail	+41 (0)56 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch
Internet address	www.psi.ch und http://lnm.web.psi.ch/
Duration of project	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 under BWR and 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 first project year, the following work was performed and interim results were gained:

Sub-project I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels: The thermo-mechanical fatigue (TMF) and isothermal low-cycle fatigue (LCF) initiation behaviour in air of a stabilized (AISI 347) and low-carbon stainless steel (AISI 316L) was evaluated in the temperature and strain amplitude range from 100 to 340 °C and 0.3 to 0.5 %, respectively. The evolution of surface topography and microstructure during these experiments was characterized by atomic force, scanning and transmission electron microscopy. Based on these tests, a microstructure based interpretation of the initiation and short crack growth process in air can be given. Furthermore, the experiments provide the corresponding reference behaviour and curves in air for the evaluation of high-temperature water effects on fatigue initiation. For the latter, an unique and highly sophisticated facility for in- and out-of-phase TMF and isothermal LCF experiments in high-temperature water with hollow cylindrical specimens was constructed and tested. A second facility is currently under construction. Furthermore, the effect of static load hold time periods on corrosion fatigue initiation and short crack growth was investigated in BWR/HWC environment in autoclave experiments with sharply notched specimens. With regard to continuous cyclic loading with a load ratio R of ~ 0 , 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 hold periods at mi-

nimum load, where potential microcracks are closed, had no effect on genuine initiation life. Furthermore, the static load hold times had very little effect on the subsequent stationary short corrosion fatigue crack growth rates. No significant effect of static load hold times on the technical corrosion fatigue initiation life are thus expected based on these very preliminary results.

Sub-project II – SCC in Dissimilar Metal Welds:

Three large Alloy 182 reactor pressure vessel steel dissimilar metal welds were fabricated and a special specimen design was developed for the fabrication of non-destructive test (NDT) bodies with realistic SCC cracks. The latter involved the fabrication and design of new loading frames for the autoclaves and the resonance pulsator machines, Finite Element calculations of stress intensity factors and of calibration curves for the DCPD crack length measurement system and NDT pre-tests at ALSTOM. The first batches of specimens of the three test welds are now fabricated. Currently, two long-term SCC crack growth experiments with crack planes perpendicular to the fusion line in primary PWR environment at 320 °C and in BWR/NWC environment at 274 °C at a moderate and high K_I -level are currently running. The first experiments to generate NDT test bodies start by the end of 2009.

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

The effect of distance of the reference electrode from the specimen surface on the electrochemical noise (EN) signal during SCC initiation in BWR/NWC environment with low electrical conductivity was systematically studied by multiple reference electrode experiments. This work showed that a short distance between specimen surface and reference electrode is crucial to achieve a high detection sensitivity in this environment. In the PhD thesis, a parameter study was performed to identify environment/material/loading system conditions, which generate intergranular corrosion and cracking in both the micro-electrochemical investigations by the microcapillary technique and the macroscopic experiments.

1. Introduction

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss NPP fleet (24 to 40 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 material-, operation- or design-related 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

3.1.1. Microstructural Characterization of TMF Initiation and Short Crack Growth in Air

The goal of this PhD thesis is to achieve an improved microscopic understanding of the crack initiation and short crack growth process during thermo-mechanical fatigue (TMF) in austenitic stainless steels in air and to provide the reference curves for these materials in air. For this purpose in-phase (IP) and out-of-phase (OP) TMF experiments between 100 and 340 °C with a triangular waveform at three different total strain amplitudes of 0.5, 0.4 and 0.3 % were performed in air with a stabilized (AISI 347) and low-carbon stainless steel (AISI 316 L). For comparison reasons, isothermal low-cycle fatigue (LCF) experiments were performed at the minimum and maximum temperatures of the TMF tests. The evolution of surface topography and microstructure during TMF experiments was characterized by atomic force, scanning and transmission electron microscopy. The TMF and LCF test matrix for both steels and the overwhelming part of the microstructural characterizations were completed during the course of this year and a mechanistic interpretation for the initiation and short crack growth process can be given.

In the investigated temperature and strain amplitude

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.

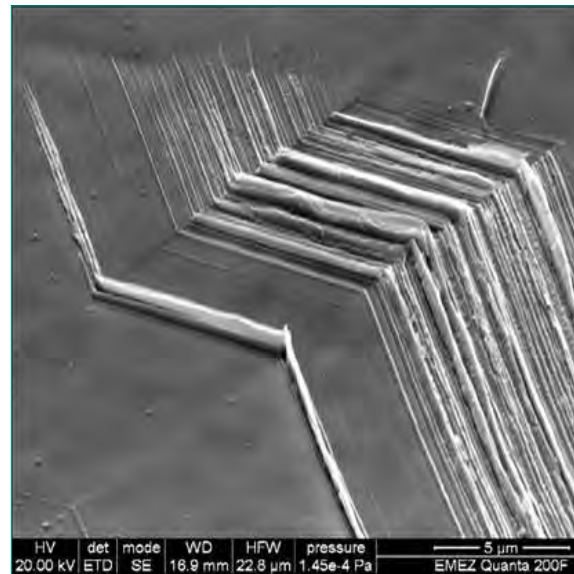
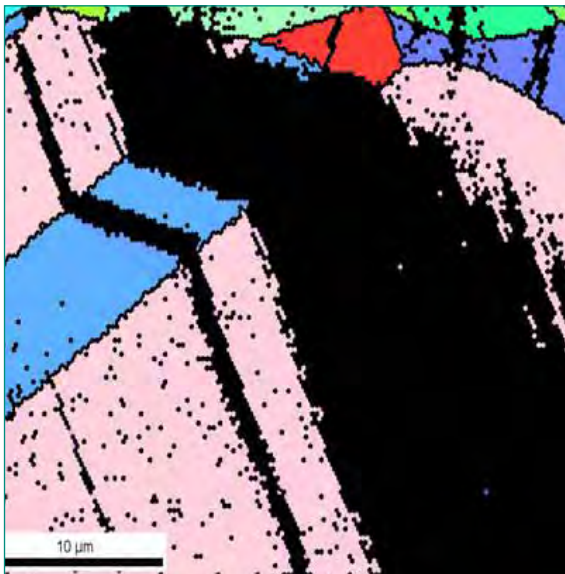


Figure 1: Transmission of persistent slip bands at a twin boundary in 316L.

range, IP TMF usually resulted in slightly longer life times than OP TMF. The lower fatigue life of OP TMF could be attributed to the development of a tensile mean stress and higher stress level leading to earlier crack initiation and a faster propagation. In spite of the significantly different cyclic plastic behaviour and crack initiation mechanism of the two stainless steel grades, the technical fatigue lives were very similar from an engineering point of view. In the stabilized stainless steel 347 most microcracks initiated close to twin boundaries and then propagated along the twins. In the low-carbon grade 316 L, the cracks mainly initiated at persistent slip bands in the grains and then propagated transgranularly. In 316 L, the twin boundaries acted as weak obstacles to the transmission of persistent slip bands (Figure 1) only and plastic slip could easily pass the twins. The unexpected initiation behaviour in the stabilized grade could be related to intragranular nano-sized Nb(C,N) particles, which were mainly aligned along the main slip plane (111) and thus relevantly affected the cyclic plastic behaviour. These precipitates were formed during the applied solution annealing heat treatment with subsequent Argon quenching to remove surface residual stresses after specimen fabrication and could not be resolved by normal light or scanning electron microscopy.

3.1.2 Construction of a Facility for TMF Experiments in High-Temperature Water

In the last 12 months an unique and highly sophisticated facility for IP and OP TMF and isothermal LCF experiments in high-temperature water was constructed

and tested (Figure 2). A second facility is currently under construction. The facility consists on a high-temperature loop and an electromechanical 100 kN loading machine. In this test set-up the water is flowing through a hollow cylindrical specimen and is used to heat-up and cool down the specimens. The heating of the water is performed by induction heating on a pipe section before the water is flowing through the specimen. The highly precise strain measurement is performed on the outside surface of the specimen in air and allows experiments at very small strain amplitudes. Additionally the load is measured by a load cell. The system thus allows both strain and load controlled fatigue experiments with superimposed rather rapid temperature changes under flowing conditions, which are some of the major advantages with regard to autoclave tests. In strain-controlled TMF experiments, technical crack initiation is determined by the load drop method. Additionally, the experiments provide information on the cyclic plastic behaviour of the materials in high-temperature water.

3.1.3 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 locations and/or operating conditions [4]. 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 of-

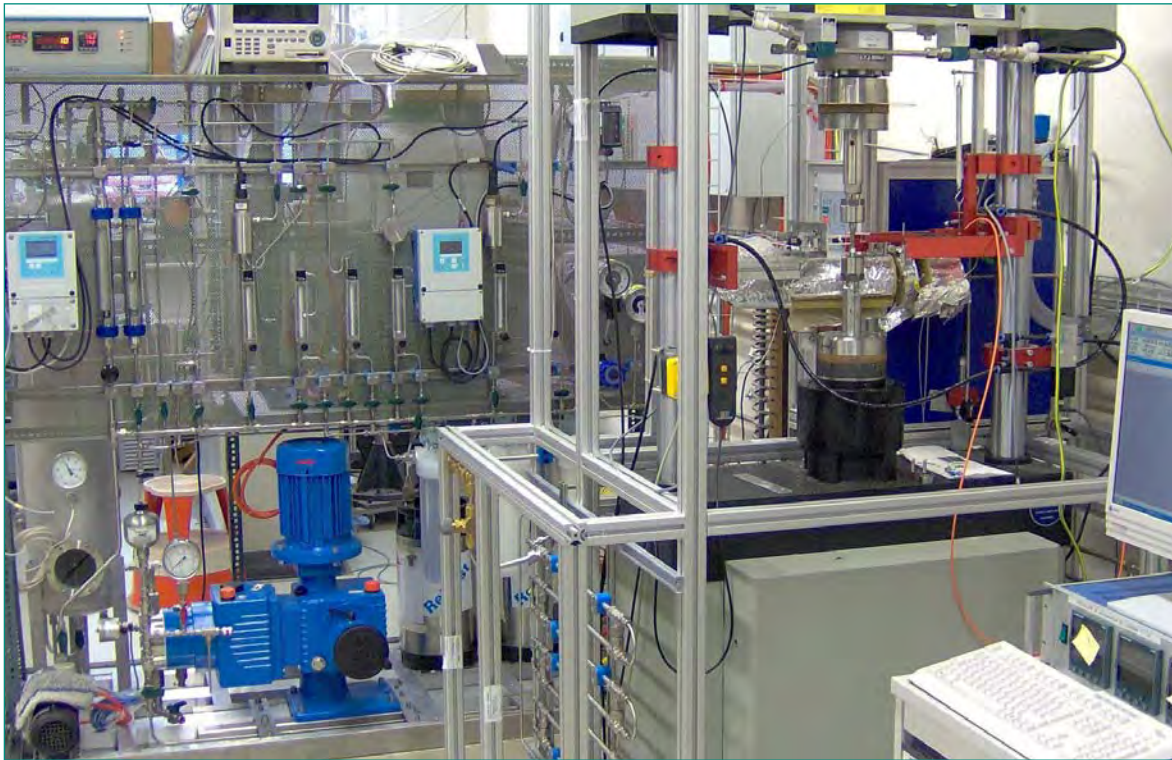
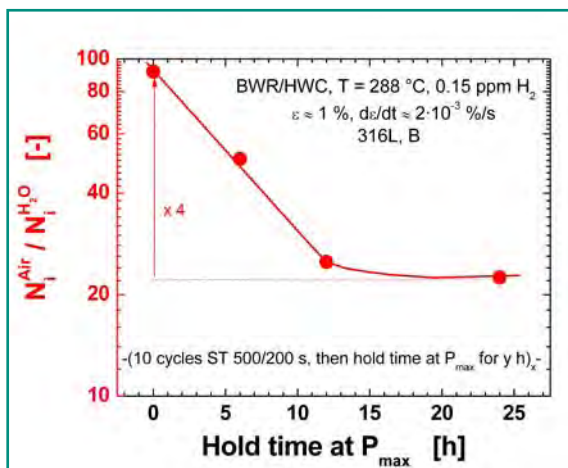


Figure 2: Newly developed facility for TMF experiments in high-temperature water environments.

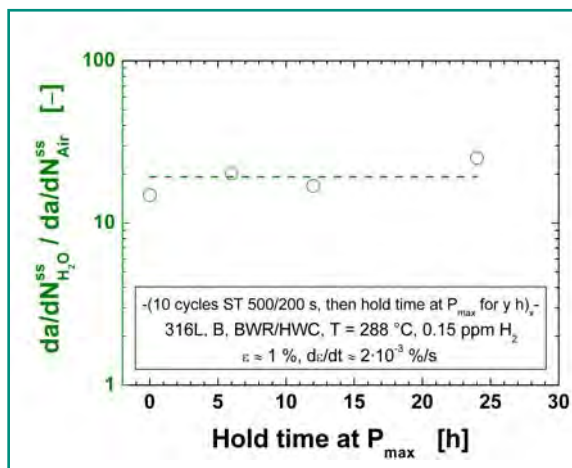
ten interrupted by very long periods of moderate static stress (stationary power operation). Effects of static hold times on (corrosion) fatigue life may arise, e.g., through oxide-induced crack closure effects, chemical blunting of short cracks or removal of crack embryos by general corrosion and SCC contributions. The current evaluations on static load hold time effects revealed the following very preliminary 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 hours (Figure 3a). 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 (Figure 3b). No significant effect of static



a



b

Figure 3: Effect of static load hold time on environmental reduction of genuine fatigue initiation life (a) and on environmental acceleration of subsequent stationary short fatigue crack growth (b) in a 316 L stainless steel in BWR/HWC environment.

load hold times on the technical corrosion fatigue initiation life are thus expected based on these very preliminary results. Saw tooth loading usually gives an upper bound for environmental effects on corrosion fatigue initiation (& crack growth) at low ECPs (HWC, PWR).

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 (DMW) in BWR 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 DMW 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 (Figure 4a), which can be used to systematically evaluate the limitations of different ultrasonic and eddy current testing methods (UT & ECT). The initial conditions and SCC cracks in the test bodies will be characterized by a high resolution mechanized UT immersion technique at ALSTOM in Switzerland. Furthermore, the test bodies are the in-kind contribution of PSI/ENSI to the second phase of the International Co-operative Program for Inspection of Nickel Alloys (PINIC), where they will be used for inter-laboratory round robin studies.

For this purpose a special test body was designed and optimized (Figure 4b). The special specimen design involved the fabrication and design of new loading frames for the autoclaves and the resonance pulsator machines

for the SCC experiments in high-temperature water and the fatigue pre-cracking in air, respectively. Additionally, the relationship between stress intensity factor and crack length and between potential drop and crack length for the direct current potential drop (DCPD) crack length measurement system had to be determined by Finite Element calculations. A very large Alloy 182 reactor pressure vessel (RPV) steel DMW was fabricated at SULZER INOTEC. The cutting of raw specimens was performed and the fabrication of the first batch of test specimens as well as the characterization of the weld is currently running. NDT pre-tests were performed at ALSTOM. All these aspects will be summarized in a PSI internal report, which will appear in 2010.

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

The recent SCC incidents in control rod drive mechanism 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.

For this purpose, two further Alloy 182–RPV DMWs with a high- and low-sulphur low-alloy RPV steel were fabri-

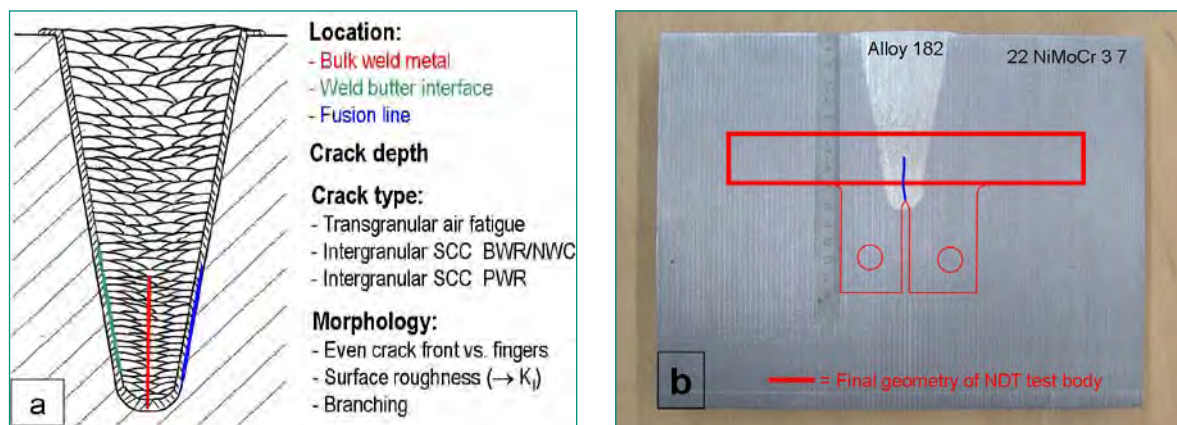


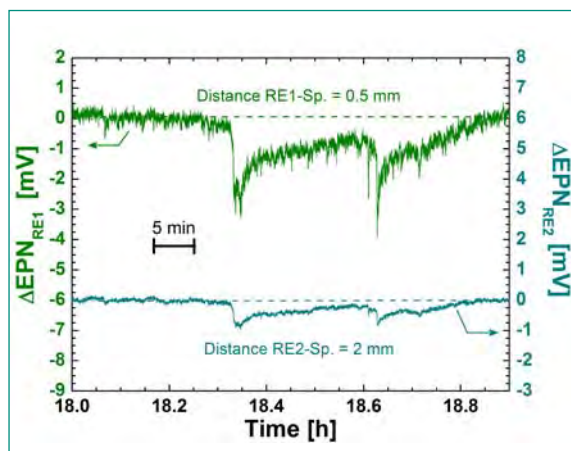
Figure 4: Crack configurations in Alloy 182 weld metal (a) and special specimen design for the generation of NDT test bodies with SCC cracks (b).

cated at SULZER INOTEC. The cutting of raw specimens and the fabrication of the first batch of test specimens was performed. The characterization of the welds is currently running. The relationship between potential drop and crack length for the DCPD crack length measurement system had to be determined by Finite Element calculations also for the standard C(T) type DMW specimens. Currently two long-term experiments are running until the end of 2009, where the SCC crack growth perpendicular to the fusion line is investigated in BWR/NWC and PWR primary environment.

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

3.3.1 Evaluation of the EN Technique for the Early Detection of SCC Initiation

Beside the further optimisation of the electrochemical noise measurement equipment, an important parameter for electrochemical noise measurements in high-purity, low-conductivity water, the effect of distance of the reference electrode from the specimen («SCC site») on the electrochemical potential noise (EPN) signal during SCC initiation, was investigated systematically. The EPN of flat and notched tensile specimens made from sensitised austenitic stainless steel was measured simultaneously vs. two reference electrodes (Pt-wires) in different distances to the specimen during constant extension rate tests in simulated BWR environment (8 tests). The drop in the EPN signal and single EPN transients, indicating SCC initiation, could increasingly be resolved with decreasing distance to the specimen surface (Figure 5).



This is in good agreement with the limited throwing power of the current in high-purity water with a very low conductivity. These experiments confirmed, that the detection sensitivity increases with decreasing distance between specimen surface and reference electrode in BWR environment.

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 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. A comprehensive understanding is essential and of utmost importance for the correct interpretation and modeling of macroscopic EN signals and the qualified application of the EN method in the field for the early detection of SCC initiation. 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. Single noise sources can be selected and characterized by strongly decreasing the size of the exposed area.

2009 an extended parameter study was performed to identify environment/material/loading system conditions, which generate intergranular corrosion and crack-

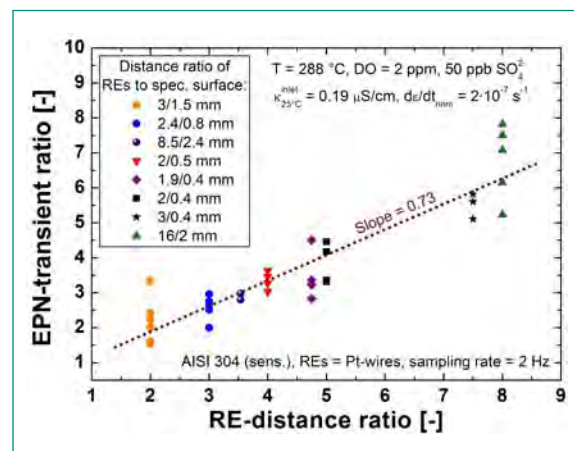


Figure 5: EPN signals, measured at two different distances from the specimen during SCC initiation (left). Summary of the SCC tests with measurement of two EPN signals showing the effect of reference electrode distance on the EPN during SCC initiation events (right).

ing in both, the micro-electrochemical investigations by the microcapillary technique and the macroscopic experiments. This is a key element for the selected approach, but it turned out to be rather challenging. The only system, which was able to generate intergranular corrosion and cracking in the microcapillary experiments so far, was too aggressive for the macroscopic experiments resulting in pitting and crevice corrosion at the electrical isolations of the specimens. Just very recently a promising environment system was found, but further optimization work is necessary, before the planned systematic investigations can be performed.

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, Nanometallurgy Institute of ETHZ, Corrosion and Materials Integrity Laboratory of EMPA). A small new collaboration has been established with ALSTOM in the field of the non-destructive testing of the SCC reference bodies fabricated within Sub-Project IIa. The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project presentation and semi-annual project meetings. In 2009, an expertise consisting of a critical review and evaluation of the «Catalogue on Ageing Mechanism» (basic document of the Ageing Management Programme of the Swiss utilities) was prepared for ENSI. Furthermore, the project leader of KORA-II is involved as topic leader for the Section «Nuclear Materials and Water Chemistry» and lecturer on «Material Ageing» in the organization of the Swissnuclear-PSI Education Course on «Nuclear Technology».

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.

Within the 6th EU-framework program, our group is involved in the Integrated Infrastructure Initiative for Materials Testing Reactors Innovations (MTR+I3) and actively participates as an associate member in the Network for Excellence for Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE). The MTR+I3 project was successfully terminated in fall 2009. PSI was actively involved in the development of an experimental set-up for SCC initiation studies by the EN measurement technique. Furthermore, our group was actively involved in the NULIFE Pilot Projects on SCC of Alloy 182, which was terminated in spring 2009. Within the NULIFE Materials Performance Expert Group, 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 and to a future call in 7th EU-framework program.

In the field of SCC of dissimilar metal welds, there is a very productive collaboration between PSI and the renowned Fracture and Reliability Research Institute of the Tohoku University in Sendai/Japan, which will be extended in 2010 by the participation of PSI in a large Japanese research program on that that topic, which is sponsored and coordinated by the Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES). An active participation (with the SCC NDT test bodies of Sub-Project IIa as in-kind contribution) of PSI and ENSI in the planned international PARENT program, which is the follow-up project of the International Co-operative Program for Inspection of Nickel Alloys (PINIC), is currently under discussion and has received a very positive preliminary feedback from the PINIC consortium.

In the field of SCC detection by EN, we have further established the collaboration with the Chair for Surface Science and Corrosion of the Department of Materials Science of the Friedrich-Alexander University of Erlangen-Nuremberg. Additionally, the Ingenieurbüro Peter Schrems (<http://www.ips-jaisle.de/>) from Germany is developing and optimizing an EN measurement equipment in close interaction with us and according to our needs.

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 BWRVIP-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 under the final review process.

6. Assessment of 2009 and Perspectives for 2010

6.1. Assessment of 2009

The overwhelming part of the project goals and milestones for the first project year has been achieved and the project is on track. Construction and development work (TMF facility, dissimilar metal welds, design of NDT test bodies) covered a large part of the project work in the first year. Although most activities were initiated in due time in early fall 2008 well before the start of the new KORA-II project, there is a slight delay in some few fields with regard to very ambitious and optimistic time schedule in the project proposal. This retardation was mainly caused by the delayed delivery of ordered components for the TMF facility, unanticipated problems with the induction heating system for the TMF experiments or the capacity problems at SULZER INOTEC with the fabrication of the test welds. This delay is regarded as uncritical, since it is expected that all major goals can be achieved until the end of the KORA-II project.

6.2. Perspectives for 2010

After the termination of the necessary construction and development work, the focus in the second year is clearly placed on research and significant progress can be expected here in 2010. The project can proceed as planned and described in the time schedules of the individual sub-projects in the KORA-II project proposal [3]. Major milestones in the next years are the termination of the PhD thesis on TMF by the end of May, a technical report on the fabrication and characterization of the three test welds, two reports on literature surveys on environmental effects on fatigue and on SCC initiation as well as 6 to 8 submitted journal papers from the KORA-I & -II projects.

7. Publications

Publications in Scientific and Technical Journals

■ *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Detection of Stress Corrosion Cracking in a Simulated BWR Environment by Combined Electrochemical Noise and Direct Current Potential Drop Measurements», *Energy Materials*, 2009, 3(2), p. 72–80.

Conference Proceedings

- *H.P. Seifert, S. Ritter, and H. Leber*, «Corrosion Fatigue Behaviour of Austenitic Stainless Steels under Simulated BWR/HWC and PWR Conditions», in 14th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Paper No. 200435 (CD-ROM), Virginia Beach, Virginia, USA, August 23–27, 2009.
- *H.P. Seifert and S. Ritter*, «Corrosion Fatigue of Wrought Low-Carbon and Stabilized Austenitic Stainless Steels under LWR Conditions», in Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. AS-11 (CD-ROM), Boston, USA, April 19–24, 2009.
- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Effect of RE Distance on the Potential Noise in High-Purity, High-Temperature Water», in Annual Meeting of the European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials, Paper No. WG2-5 (CD-ROM), Cádiz, Spain, June 15–16, 2009.
- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «The Influence of Chloride Impurities on the SCC Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels under Simulated BWR Conditions», in 12th International Conference on Fracture, Paper No. T32.009 (CD-ROM), Ottawa, Canada, July 12–17, 2009.
- *S. Ritter, F. Huet, and R.A. Cottis*, «Reliability of Electrochemical Noise Measurements – Part 2: First ECG-COMON Guideline for an Assessment of Electrochemical Noise Measurement Devices», in EUROCORR 2009, EFC, Paper No. 8046 (CD-ROM), Nice, France, September 6–10, 2009.
- *R.A. Cottis, R.-W. Bosch, K. Csecs, T. Dorsch, L. Dunbar, A. Heyn, T. Horner, F. Huet, O. Hyökyvirta, Z. Kerner, A. Legat, J. Macak, A. Molander, R. Novotny, J. Öjjerholm, S. Ritter, and J.M. Sanches-Amaya*, «Reliability of Electrochemical Noise Measurements – Part 1: Results of Round-Robin Testing on Electrochemical Noise», in EUROCORR 2009, EFC, Paper No. 8128 (CD-ROM), Nice, France, September 6–10, 2009.
- *M. Breimesser*, «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) Cádiz, Spain, June 15–16, 2009.
- *M. Ramesh, H. Leber, C. Solenthaler, M. Diener, R. Spolenak*, «Cyclic Response and Dislocation Structures Evolution of TP 347 Piping Stainless Steel during Thermomechanical and Low Cycle Fatigue Loading», in 2009 International Congress on Advances in Nuclear

Power Plants (ICAPP '09), Session 9–2 LWR Fatigue, PAPER 9086, Shinjuku Tokyo, Japan, May 10–14, 2009.

Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, Switzerland, March 2009.

Talk delivered at Conferences, Workshops and Specialist Meetings

- *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert, T. Suter, and S. Virtanen*, «Electrochemical Noise of SCC in Stainless Steels: A Combined Macro- and Micro-Electrochemical Approach», in 5th Kurt Schwabe Corrosion Symposium, Erlangen, Germany, May 24–28, 2009.
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «PSI contribution to MTR+I3/JRA 1/WP 1.2 – Electrochemical Noise (Tasks 2 and 3)», Integrated Infrastructure Initiatives for Material Testing Reactors Innovations (MTR+I3, 6th EU Framework Programme), CEA Saclay, France, July 2, 2009.

PSI and Miscellaneous Reports

- *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,

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 Components of LWR», PSI-AN-43-06-02, February 26, 2006.
- [3] *H.P. Seifert, H. Leber, S. Ritter*, «Projektantrag KORA-II zu Handen der ENSI», PSI AN-46-09-02, January 19, 2009.
- [4] *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.

Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis

Author and Co-Author(s)	M. Niffenegger, H.P. Seifert, Q. Guian, H. Leber and P. Simon
Institution	Paul Scherrer Institut, Laboratory for Nuclear Materials
Address	5232 Villigen PSI
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 PISA project was launched in 2009 with the aim to acquire the expertise in the field of reactor pressure vessel (RPV) safety, to detect knowledge gaps in this field and to evaluate new advanced methods for RPV integrity and safety assessments. 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. 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.

In the first project year the following work was performed:

The Thermoelectric Power (TEP) method for the non-destructive measurement of the RPV material embrittlement, which has been investigated in the former project DIAGNOSTIK, was modified and improved.

An extensive literature research was started in order to explore the current practice and the state of the art of RPV safety assessment.

Probabilistic Fracture Mechanics (PFM) codes were reviewed and appropriate software tools for the application to RPV safety assessment were evaluated and tested.

The main achievements within the report period 2009 are:

- Better accuracy and repeatability of TEP measurements of Charpy specimens.
- The Seebeck coefficient (SC) of un-irradiated surveillance specimens (base and weld metal as well as two weld heat affected zone materials) could be determined with excellent repeatability.
- A literature study of the state-of-the-art in RPV integrity was started and possible research topics were identified. First contacts to leading scientists in the field of neutron embrittlement and RPV safety were established.
- The PFM computer codes (PASCAL and FAVOR) for the safety assessment of RPVs were acquired, implemented and tested.
- First application of PASCAL and FAVOR computer codes to the calculation of the conditional probabilities of crack initiation and growth in a RPV.
- A sensitivity study to evaluate the influence of several governing parameters (Cu and Ni content, crack depth, aspect ratio, crack type and transient type) on the probability for crack initiation in the wall of a RPV was performed.

1. Introduction

The PSI project PISA is dedicated to the investigation of new methods for the non-destructive detection of neutron embrittlement (Subproject I, 40%), the state-of-the-art of reactor pressure vessel (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 NPPs. The project is clearly focussed on the prediction and monitoring of material embrittlement and to structural and fracture mechanics simulations. The project was launched in 2009. SP1 can be seen as a continuation of former investigations, whereas SP 2 and SP 3 are new research topics.

2. Project goals for 2009

2.1. SP 1: Non-destructive Determination of RPV Material Embrittlement

- Literature survey on thermoelectric NDT methods.
- Improvement and optimization of the thermoelectric measurement method.
- Comparison of the Charpy energy with Seebeck coefficient (SC) of heat treated specimens.

2.2. SP 2: State-of-the-Art in the Field of RPV Integrity Analysis

- Literature research with the intention to identify the influencing parameters of 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

- Evaluation of the current practice and the state-of-the-art of RPV safety assessment.
- Review and evaluation of Probabilistic Fracture Mechanics (PFM) codes for RPV integrity assessment.

3. Work carried out and results obtained

3.1. SP 1: Non-destructive Determination of RPV Material Embrittlement

3.1.1. Literature Research

The ongoing literature research has shown that beside PSI only a few research teams (e.g. JRC in Petten, (NL), INSA de Lyon and EDF (F)) are investigating the application of the TEP method for monitoring the embrittlement of RPV steel. However, the investigations concerning the material aspects which were found by the authors are not systematic. There is a lack of knowledge about the influence of the different parameters on the SC. Therefore the TEP method did not yet celebrate a real break through in the nuclear field.

3.1.2. Improvement of the TEP-method

In the report period 2009, the scatter of the SC could be significantly reduced by a modification of the old TEP measurement configuration (see Fig. 1). This improvement was achieved by increasing the contact areas between the heat source/sink and the specimen. These contact areas also act as electrodes for the measurement of the thermoelectric voltage. The increase of the contact areas is based on theoretical considerations and finite element calculations of the temperature field in the Charpy specimens. These analyses have shown that the largest part of the SC is generated within a small gauge volume with a large temperature gradient and thus the very local character of the TEP measurements. It was our hypothesis [2, 3] that this local character in combination with material inhomogeneity results in a large material dependent scatter of the SC. Increasing the gauge volume has an averaging effect on the measured SC and therefore decreases the scatter.

3.1.3. Seebeck coefficient of RPV material from KKG

A set of un-irradiated surveillance specimens from KKG was measured and the results were compared with those of a modified configuration of the TEP equipment. The set contains twenty 0.4T Charpy V-notched (CVN) specimens taken from 4 different locations, namely base material, weld material, heat affected zones (HAZ) I and HAZ II. The measurement on each specimen was re-peated 10 times. The results are shown in Tab. 1 where the mean SC is the average value determined by 5 specimens taken from the same location of the RPV.

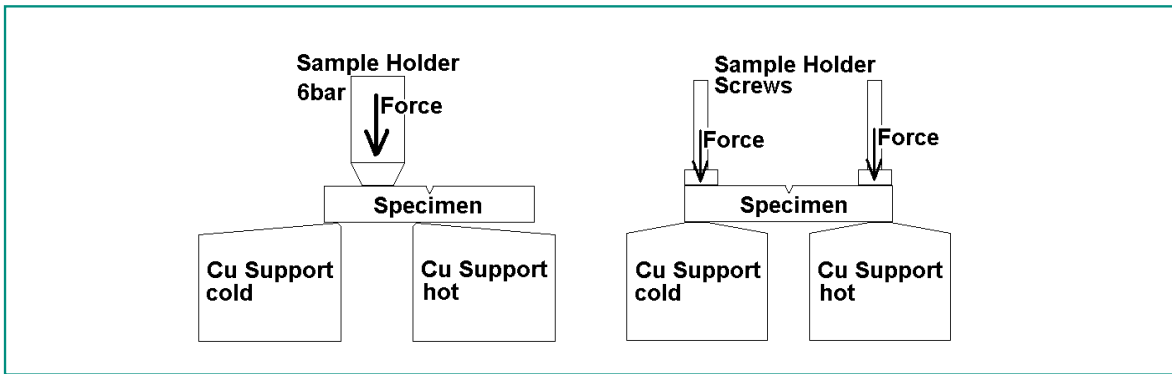


Figure 1: Old (left) and new (right) configuration with increased contact area.

The material scatter is given by the Standard Deviation (STD) of the mean SC and the reproducibility is given by the STD determined by 10 measurements on the same sample. The quality of the measurements with the new configuration is characterized by a STD below 100 nV/K and a reproducibility below 10 nV/K. This is a remarkable progress compared with measurements made with the old configuration whose STD (the values are given in brackets) was about 250 nV/K. The resolution declared by the supplier of the TEP-instrument is 2 nV/K, whereas the uncertainty (accuracy) is +/- 0.2% of the measured value. This corresponds to approximately +/- 10 nV/K for the investigated voltage range and means that a further improvement of the reproducibility does not make sense.

We therefore conclude that at least one part of the large scatter observed in the old configuration is a consequence of the material inhomogeneity as supposed and that this part of the scatter could be partially reduced by increasing the gauge volume in the measurement of the SC.

3.2. SP 2: State-of-the-Art in the Field of RPV Integrity Analysis

A literature research was started, where the special emphasis was placed on thermal ageing and neutron

irradiation embrittlement, influencing parameters and the prediction of the material degradation due to neutron irradiation. The preliminary outcome of this study is summarized below:

Mechanisms: Embrittlement of RPV steels is in general provoked by temperature and irradiation. For Western RPVs (with Cu ≤ 0.25% and P ≤ 0.015 %) and typical operating temperatures of 270 to 320 °C, thermal embrittlement is usually of no concern and γ-irradiation does not significantly contribute to the irradiation embrittlement. Relevant embrittlement is caused by fast neutron fluences above 10¹⁷ n/cm² with energies above 1 MeV.

Neutron embrittlement leads to an increase of the ductile-to-brittle transition temperature (DBTT), a decrease of the upper shell energy (USE), hardening, an increase of the yield and tensile strength and a reduction of the fracture toughness. It is agreed that embrittlement of RPV steels is caused by matrix damage (point-defect clusters, such as vacancy clusters and/or self-interstitial atom (SIA) clusters,...) in the Fe matrix, precipitation of Cu-enriched clusters, segregation of P atoms at grain boundaries and potentially late blooming phase (LBP). The latter seems to be a research topic with rising importance since this mechanism may appear in low copper steels at high fluences [4]. The delayed embrittlement by these LBP could produce an effect that could have serious implications to RPV lifetime extension [5, 6]. For

Material	Mean SC nV/K	Material Scatter Standard Deviation in nV/K	Reproducibility Standard Deviation in nV/K
Base	6944	10.2 (250)	4.2 (56)
Weld	6225	60.8 (175)	7.9 (14)
HAZ I	6240	49.0 (73)	9.0 (187)
HAZ II	6619	98.8 (36)	5.1(294)

Table 1: Seebeck coefficients of RPV base, weld, HAZ I and HAZ II materials with the concerning standard deviation and reproducibility. Values for the old configuration are in brackets.

obvious reasons there are only very few experimental results available today. However, recent research has clearly demonstrated the existence of LBP for a wide range of alloys and irradiation conditions [7, 8].

While Cu-enriched clusters and matrix damage lead to hardening embrittlement, segregation of P atoms at grain boundary results in non-hardening embrittlement due to de-cohesion of the grain boundaries.

Structural integrity assessment: To ensure structural integrity and continued or extended plant lifetimes, precise fracture-safety analysis is done using fracture mechanics principles, usually Linear Elastic Fracture Mechanics (LEFM). LEFM requires exact evaluation of fracture toughness K_{IC} , which shows large scatter in the DBTT-zone and requires very large specimens to obtain valid linear elastic fracture toughness values. Due to the limited space in a RPV, small test specimens are preferred for irradiation-embrittlement and surveillance studies. Using Elasto-Plastic Fracture Mechanics (EPFM) based on the J-integral or the Crack Opening Displacement (CTOD) allows the determination of fracture toughness values with smaller specimens.

RPV integrity assessment requires evaluation of sharp crack, mode I fracture toughness-temperature curves for static $K_{IJ}(T)$, dynamic $K_{Id}(T)$ and arrest $K_{Ia}(T)$ loading conditions in the DBTT-zone, as well J-R based measures of ductile initiation and tearing resistance toughness. There are a number of existing standards and codes as ASME, KTA, RCC-M, MITI and Russian codes for determining $K_{IJ}(T)$, $K_{Id}(T)$, $K_{Ia}(T)$, $K_{IC}(T)$ and J-R curves as a function of temperature normalized to a Nil-Ductility Reference Temperature RT_{NDT} .

Since the large scatter in the DBTT-zone follows the weakest link statistics and Weibull distribution, the new Master Curve (MC) approach (ASTM E 1921-03) has been proposed and is now widely used. According to the MC method a characteristic shape of the fracture toughness-temperature curve is common for a wide range of ferritic steels, whereas the position of the $K_{IC}(T)$ curves on the temperature axis differs only by a reference temperature T_0 . T_0 is defined as the temperature at which the median fracture toughness for 1T specimens is 100 MPa \sqrt{m} . T_0 can be determined by using small scale specimens through a J-integral and K_{IC} approach. The advantages of the MC technique is that it allows the direct determination of fracture toughness curves by testing specimens at few temperatures, and that it considers statistical size and constraint effects. However, there is still a need for clarification concerning the shape of the MC at high levels of embrittlement and

high fluence and also concerning dynamic loading or intergranular fracture (P segregation).

Influencing parameters: The main parameters responsible for the shift ΔRT_{NDT} are the chemical composition (Cu, Ni, Mn, P, ...), microstructure (grain size), fluence, temperature ($270\text{ }^\circ\text{C} < T < 320\text{ }^\circ\text{C}$), energy of the neutrons ($E > 1\text{ MeV}$) and flux (dose rate effects). The effect of environmental variables such as dose rate and irradiation temperature contains still some questions.

Copper: The role of Cu in high-Cu content materials is well understood, but its role in solute atom cluster formation in low-Cu (i.e. $< 0.1\text{ wt.}\%$ Cu) material is not very clear. The Cu content of Western RPVs is usually below 0.15 wt%.

Manganese and Nickel: Mn and Ni are also observed in copper-rich precipitates and have therefore a strong deleterious impact on irradiation-induced embrittlement. They may also play a key role in Ni-Mn-rich LBP [9]. The content of Ni is usually below 1.1 wt%.

Phosphorus: P has a significant deleterious effect if its concentration is higher than about 0.015% due to its capacity to segregate into grain boundaries. The phenomenon reduces the cohesive energy of grain boundaries and promotes intergranular rupture initiation or propagation [10].

Prediction tools: In the last decade several physically based numerical tools for the prediction of the material evolution due to neutron irradiation were developed. These so called multi-scale tools are dealing with several length and time scales and are increasingly used to understand the mechanisms, to explain experimental observations and to investigate the response of the material under conditions that can not easily be studied in experiments. First principles atomic calculations are used to provide the Peierls potential of screw dislocations, allowing the validation of the empirical interatomic potential used in molecular dynamics simulations. The latter are used to compute the velocity of dislocations as a function of the applied stress and the temperature. The mobility laws obtained in this way are employed in dislocation dynamics (DD) simulation in order to predict properties of plastic flow, namely dislocation-dislocation interactions and dislocation interaction with precipitates and defect clusters at low and high temperature.

A more realistic method was developed by N. Soneda et al. [11]. They developed a new embrittlement model for predicting the shift of transition temperature due to neutron irradiation. They use the knowledge of mechanisms of microstructural changes gained from experiments and first principle studies to write down a set of rate equa-

tions. The transition temperature shift is then calculated using the predicted microstructural changes. This new embrittlement correlation method has been adopted in the Japan Electric Association Code (JEAC) 4201-2007. Models may provide enormous insight on many complex embrittlement mechanisms and phenomena that simply could not be understood from experiment alone and vice versa. However, models are certainly neither perfect nor complete and there is still a long path to go for the quantitative prediction of neutron embrittlement of RPV steels by physically based numerical tools.

3.3. SP 3: Probabilistic Integrity Assessment

3.3.1. Introduction to deterministic and probabilistic structural integrity analysis of RPVs

Since the 1980s, a number of probabilistic fracture mechanics computer programs have been developed and applied in practical situations of nuclear power plant, such as OCA-P [12], VISA-II [13], PROFMAC-II [14] and OPERA [15]. In the U.S., a new revised probabilistic fracture mechanics code, called FAVOR [16] was developed by consolidating the best attributes of OCA-P and VISA-II by ORNL (Oak Ridge National Laboratory) recently. In Japan, the PFM analysis codes called PASCAL series have been developed for the structural integrity analysis of RPV under pressurized thermal shock (PTS) transient and stress corrosion cracking analysis of austenitic stainless steel [17].

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 [18]:

$$(1) \quad K_I = \sqrt{\frac{\pi a}{Q}} \left[b_0 i_0 + b_1 i_1 \left(\frac{a}{t} \right) + b_2 i_2 \left(\frac{a}{t} \right)^2 + b_3 i_3 \left(\frac{a}{t} \right)^3 + b_4 i_4 \left(\frac{a}{t} \right)^4 \right]$$

Where a is the crack depth, t is the wall thickness, b_0 , b_1 , b_2 , b_3 and b_4 are coefficients for the polynomial approximation of the stresses, i_0 , i_1 , i_2 , i_3 and i_4 are influence coefficients which depend on a/t and the crack orientation and Q is a crack shape correction factor.

According to ASME [19], the fracture toughness K_{IC} can be written as

$$(2) \quad K_{IC} = 36.5 + 3.084 \exp[0.036(T - RT_{NDT} + 56)]$$

$$(3) \quad RT_{NDT}^* = RT_{NDT0} + \Delta RT_{NDT} + \text{err}(RT_{NDT}) \times \sqrt{(\sigma_{RT_{NDT0}})^2 + (\sigma_{\Delta RT_{NDT}})^2}$$

Where RT_{NDT} is the Nil-Ductility-Reference-Temperature, RT_{NDT0} is the mean value of unirradiated RT_{NDT} , ΔRT_{NDT} is the increase in RT_{NDT} due to irradiation induced embrittlement. ΔRT_{NDT} is a function of copper, nickel and the neutron fluence at the crack tip. $\text{err}(RT_{NDT})$ is the margin term to account for uncertainties in the values of the RT_{NDT0} and ΔRT_{NDT} .

In a deterministic analysis, K_I and K_{IC} have to be compared at each time during a transient. PFM based on Monte Carlo method is applied, in which a large number of deterministic analyses are performed on stochastically generated variables to determine if fracture of the RPV will occur during a specified PTS event at a particular time. The conditional probability of crack initiation (fracture) P_f is estimated by dividing the number N_f of calculated cases which result in fracture by the total number $N_f + N_s$ of simulated configurations. N_s is the number of safe cases.

3.3.2. Benchmark problems

3.3.2.1. Verification of a NRC/EPRI PTS benchmark study by using the PASCAL code.

The input transient and material properties of NRC/EPRI PTS benchmark study [20] were used in the analysis. Table 1 shows the main input parameters and the relevant distributions. An exponentially decreasing fluid temperature at the inner surface of the RPV under the constant pressure is applied to the pressure vessel. The stress distributions were calculated by finite element method analysis using the influence function method. Fig. 2 shows circumferential stress distributions along wall thickness under this input transient.

The underlying deterministic analysis for this case was performed by considering an axial crack with depth of 6.25 mm and the neutron fluence of 3×10^{19} n/cm². In Fig. 3 K_I and K_{IC} are compared during the PTS transient. It is shown that crack initiation occurs at the temperature ranging from about 84 °C to 120 °C.

The conditional probability of crack initiation was calculated with the PASCAL code based on PFM. Fig. 4 compares the conditional probability of crack initiation for axial and circumferential crack. The probability for an axial crack is approximately 20 % to 68 % higher than that for a circumferential crack. This is because of the higher values of crack opening stresses as well as stress intensity factors for axial cracks. A comparison of initial

Parameter	(PASCAL case)		(FAVOR case)	
	Distribution and Values		Distribution and Values	
Diameter	fix	2286mm	Diameter	fix
Thickness	fix	228.6mm	Thickness	fix
Cladding	no	no	Cladding	yes
Temperature	fix	$T = 288 + 222.4 \exp(-0.0025t)$	Temperature	fix
Pressure	fix	6.895MPa	Pressure	fix
Initial RTNDT	Normal Distribution	M. V. -6.6670C, S. D. 9.4440C	Initial RT_{NDT}	Normal distribution
Cu content	Normal Distribution	M. V. 0.3 wt.%, S. D. 0.025 wt.%	Cu content	Normal distribution
Ni content	Normal Distribution	0.wt.%, S.D. 0%	Ni content	Normal distribution
Crack depth	Marshall Distribution	$p(a)=0.16 \exp(-0.16a)$	Crack depth	Marshall distribution
K_{IC}	Normal Distribution	M.V. by USNRC, S.D. 10% of M.V.	K_{IC}	Weibull distribution
Neutron Fluence	Normal Distribution	S.D. 30% of M.V.	Neutron Fluence	Normal distribution

Table 2: Main parameters of NRC/EPRI PTS benchmark problem.

aspect ratios of axial semi-elliptical crack is shown in Fig.5. In this case, the conditional probability of crack initiation for fixed initial aspect ratios of 1/7, 1/5, 1/3, 1/1 and infinite crack is compared. It is shown that the conditional probability of crack initiation decreases with increasing initial aspect ratio. The influence of Cu and Ni content is investigated as shown in Fig. 6. It is seen that the conditional probability of crack initiation increases remarkably with the increasing Cu and Ni content. Fig. 7 illustrates the influence of the mean initial crack depth. The conditional probability of crack initiation increases by 2 times when the mean value of crack depth increases from 4 mm to 16 mm. The results of the sensitivity analysis provide an insight into the effectiveness of potential corrective actions to reduce the PTS risk, as well as useful information concerning countermeasures

needed in case the integrated PTS risk was found to be too high.

3.3.2.2. Study of crack initiation in a RPV using the FAVOR code

In a second study we used the FAVOR code [21] to study crack initiation in a RPV which is subjected to 4 different transients. The RPV was modeled by a cylindrical shell with the inner radius of 1994 mm and the thickness of the vessel wall of 204 mm including 4 mm of overlay cladding at the inner surface. In Fig. 8 the temperature of the coolant at the downcomer region inside the RPV shell is plotted as a function of time. Fig. 9 shows the conditional probability of crack initiation for the 4 transients. It is seen that the probability tends to be stable after about 2500 Monte Carlo simulations.

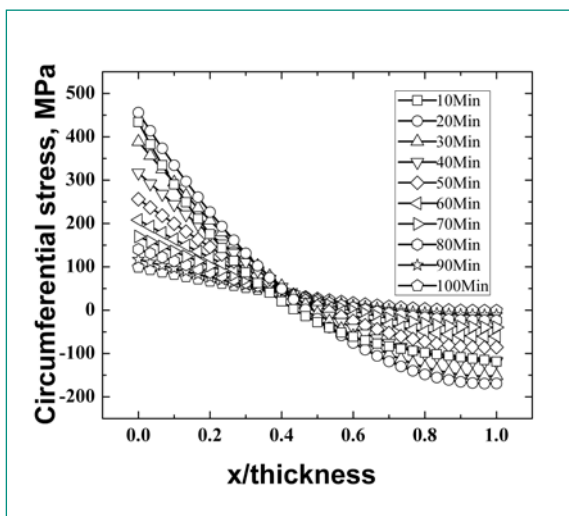


Figure 2: Time history of circumferential stress distributions due to a PTS transient.

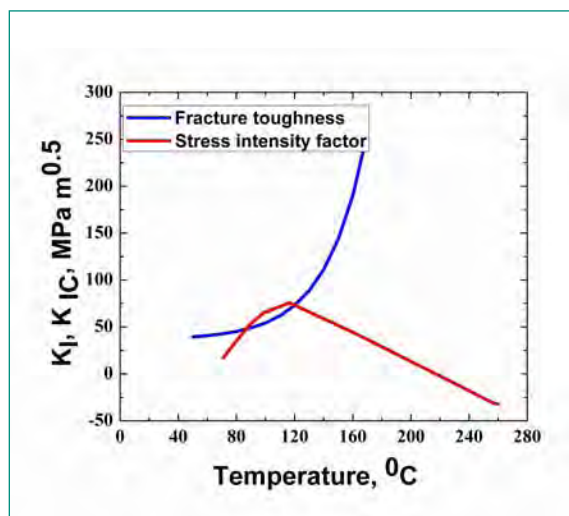


Figure 3: Deterministic analysis result, comparison of K_{IC} and K_I , which is a function of time.

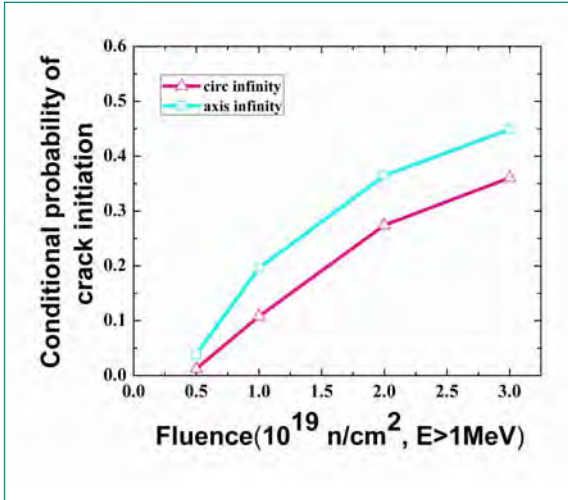


Figure 4: Conditional probability of crack initiation for circumferential and axial crack vs. fluence.

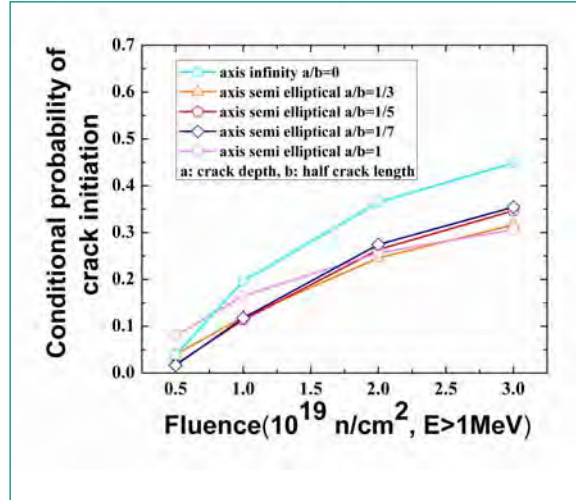


Figure 5: Effect of initial aspect ratio on conditional probability of crack initiation vs. fluence.

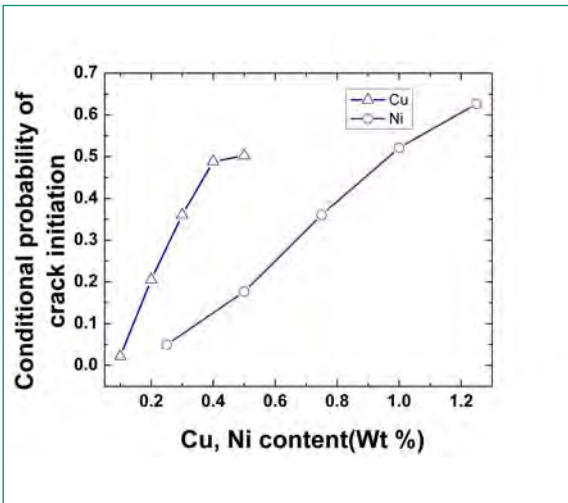


Figure 6: Influence of Cu and Ni content on conditional probability of crack initiation.

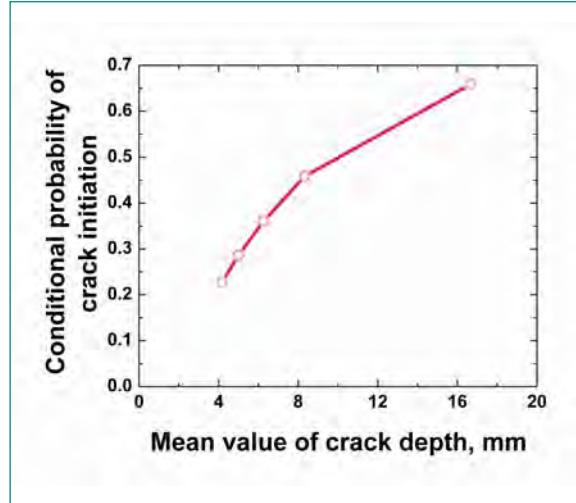


Figure 7: Effect of mean crack depth on conditional probability of crack initiation.

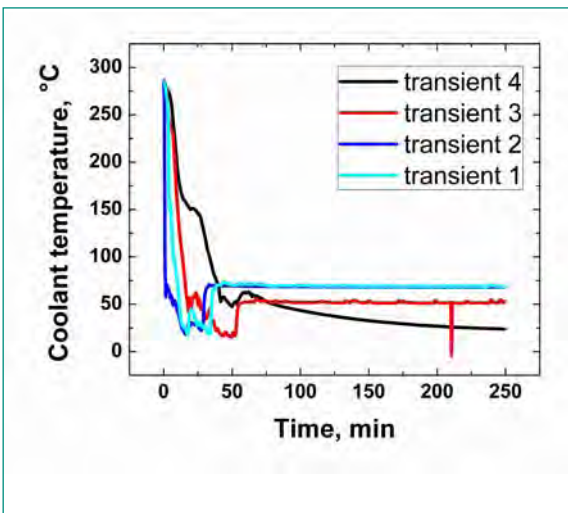


Figure 8: Coolant temperature at the downcomer region during PTS transient.

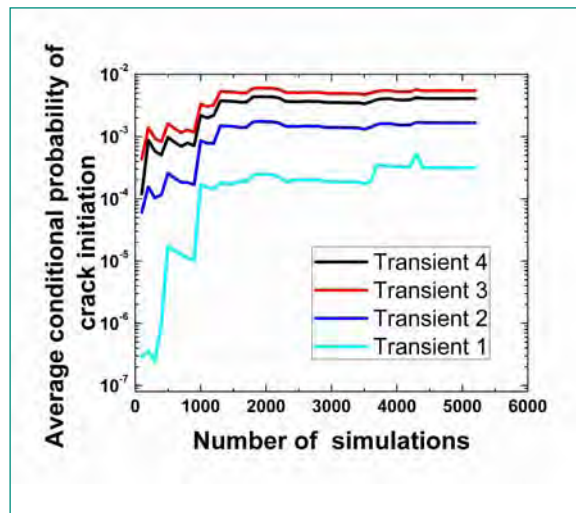


Figure 9: Conditional probability of crack initiation for all transients and all simulations.

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 in the semi-annual PISA project meetings.

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. As a first step, the open day of the 15th IGRDM conference was attended in Budapest this fall.

6. Assessment 2009 and Perspectives for 2010

In spite of the delayed start of the project, the majority of the project goals and milestones for the first project year (see chapter 2) has been achieved and the project is on track.

6.1.1. SP 1: Non-destructive Determination of RPV Material Embrittlement

The accuracy of the TEP method could be significantly improved. This was verified by measuring a set of un-irradiated entire surveillance specimens taken from different sections (base, weld, HAZ I and HAZ II) of the NPP Gösgen RPV.

The SC of thermally embrittled Incoloy 800 was measured and compared with the Charpy energy in order to evaluate the influence of temperature and time of

tempering. The concerning results are not shown in this report.

6.1.2. Perspectives for 2010 (SP 1)

In 2010 a set of un-irradiated specimens will be deformed up to different strain values in order to study the influence of plastic deformation on the SC. In addition, the influence of thermal embrittlement on the SC will be investigated further.

The improvements made in the TEP method shall be also demonstrated on broken Charpy specimens. This is a further challenge, since the plastic deformation induced by the Charpy test may have an influence on the SC and the accuracy of the measurements.

The Charpy energy of a set of 0,4T CVN specimens was measured according to DIN EN 10045-1 (DIN EN ISO 14556) by the Forschungszentrum Dresden Rossendorf within the research project H-100456. The results are well documented [22] and it is planned to compare these results with our measurements of the SC. It is expected that these comparison yields information about the correlation between SC and J_{IC} as well as about the scatter of these values. Such information may answer the question if the scatter of the Charpy test is reflected in the scatter of the SC and whether there is a correlation at all.

6.2.1. SP 2: State-of-the-Art in the Field of RPV Integrity Analysis

The literature research focussed on embrittlement issues and assessment methods was started and has already shown knowledge gaps and relevant research topics.

6.2.2. Perspectives for 2010 (SP 2)

The literature survey will be continued in 2010 and will result in a state-of-the-art report.

6.3.1. SP 3: Probabilistic Integrity Assessment

The integrity assessment by probabilistic methods was investigated by scanning the available literature and by the evaluation of concerning codes and computer programs.

Two benchmark problems were studied by deterministic and probabilistic methods. For the analysed problems deterministic analysis shows that crack initiation occurs at the temperature ranging from about 84 °C to 120 °C. For probabilistic analysis, the conditional probabilities of crack initiation of RPVs were evaluated by using the PASCAL and FAVOR codes. Sensitivity studies of the input parameters show that the crack orientation, the

initial crack depth and chemical impurity content have a strong impact on the crack initiation probability of the RPV.

6.3.2. Perspectives for 2010 (SP3)

The very first probabilistic integrity assessment of a RPV using PASCAL and FAVOR will be followed by the calculation of a specific case which is not yet defined.

7. Conclusions and Outlook

The majority of the project goals for the first year could be achieved. The TEP method could be improved and a literature study of the state-of-the-art in RPV safety assessment has been launched. First deterministic and probabilistic fracture mechanic assessments of RPV integrity were performed and the influence of the governing parameters in a PTS could be evaluated in a sensitivity analysis.

In 2010 the TEP method will be applied to broken Charpy specimens, to thermally embrittled steel and to plastic deformed specimens in order to evaluate the influence of these parameters on the SC and its accuracy. The state-of-the-art report on RPV integrity analysis will be written. A probabilistic fracture mechanics assessment of a specific RPV will be performed. Further development of the code is planned in order to allow also probabilistic assessment of other components and different damage mechanisms as creep, stress crack corrosion and fatigue.

8. 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.

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] *G.R. Odette and R.K. Nanstad*: Predictive Reactor Pressure Vessel Steel Irradiation Embrittlement Models: Issues and Opportunities, *Material Issues in Nuclear Reactors*, vol. 61 no. 7, JOM, July 2009.
- [5] *G.R. Odette and G.E. Lucas*: Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessels, *JOM*, 53 (7) (2001) 18-22.
- [6] *M. Brumovsky, L. Debarberis*: International Seminar on Networking for effective R&D, JRC-IE Petten, 2003.
- [7] *G.R. Odette, T. Yamamoto, and Bd. Wirth*: Proceedings of the Second International Conference on Multiscale Modeling, University of California Los Angeles, 2004, p. 105.
- [8] *M.K. Miller and K.F. Russell*: Embrittlement of RPV Steels. An Atom Probe Tomography Perspective, *J. Nuc. Mat.*, 37, 1-3, (2007), p 145.
- [9] *G.R. Odette, G.E. Lucas*: *Radiat. Eff. Def. Solids* 144 (1998) 189.
- [10] *P.J.E. Bischler, R.K. Wild*: ASTM STP 1270 (1996) 260.
- [11] *N. Soneda*: Multiscale Modeling of RPV Embrittlement, *Material issues for generation IV Systems*, ISSN 1874-6500, ISBN 978-1-4020-8421-8, 245-262, 2008.
- [12] *R.D. Chauverton, D.G. Ball, et al*: OCA-P, a deterministic and probabilistic fracture-mechanics code for application to pressure vessels. NTIS, SPRINGFIELD, VA, 1984.
- [13] *F.A. Simonen, K.I. Jonshon, et al*: VISA-II-a computer code for predicting the probability of reactor pressure vessel failure. NUREG/CR-4486, 1986.
- [14] *N. Soneda, T. Onchi*: Benchmarking studies of probabilistic fracture mechanics analysis code, PROFMAC-II, for assessing pressurized thermal shock events of reactor pressure vessel integrity issues. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 33 (1996) 87-98.
- [15] *M. Persoz, S. Hugonnard-Bruyere, V. Venturine, E. Meister*: Deterministic and probabilistic assessments of the reactor pressure vessel structural integrity with a user-friendly software. *Proceedings of PVP*, 2000, 3 -10.
- [16] *T.L. Dickson, S.N.M. Malik*: An updated probabilis-

- tic fracture mechanics methodology for application to pressurized thermal shock, *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, 78 (2001) 155-163.
- [17] *K. Onizawa, H. Nishikawa, H. Itoh*: Development of probabilistic fracture mechanics analysis codes for reactor pressure vessels and piping considering welding residual stress. *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, 86 (2009), doi: 10.1016/j.ijpvp.2009.11.011.
- [18] *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.
- [19] *American society of mechanical engineers*: ASME boiler and pressure vessel code, section III, nuclear power plant components, New York, 1995.
- [20] *K. Balky, et al.*: Documentation of probabilistic fracture mechanics code used for reactor pressure vessels subjected to pressurized thermal shock loading, part 1 and 2, EPRI TR-105001, 1995.
- [21] *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.
- [22] *C. Zurbuchen, H.W. Viehrig*: Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken, Institutsbericht FZD/FWS/2009/07, HSK-Vertragsnummer H-100456.

Bruchmechanik

Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern

Autor und Koautoren	Viehrig, H.-W., Zurbuchen C.
Beauftragte Institution	Forschungszentrum Dresden-Rossendorf
Adresse	Postfach 510119, 01314 Dresden, Deutschland
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+49 351 2603246, H.W.Viehrig@fzd.de, www.fzd.de
Dauer des Projekts	1. Januar 2006 bis 31. Oktober 2009

ZUSAMMENFASSUNG

Im Projekt wurde die Anwendbarkeit des ASTM-Prüfstandards E1921 und Schweizer Richtlinie HSK-AN425 zur Ermittlung bruchmechanischer Kennwerte überprüft. Im Einzelnen ist der Einfluss der Probengröße und des -typs, der Risslänge und -konfiguration und der Belastungsgeschwindigkeit auf die Referenztemperatur T_0 untersucht worden. Die Versuche erfolgten mit Proben aus Reaktordruckbehälterstahl 22 NiMoCr 3–7 des für das KKW Biblis C vorgesehenen Reaktordruckbehälters. Aus den Versuchsergebnissen werden folgende Schlussfolgerungen gezogen: 1. Der Probentyp hat einen Einfluss auf die Referenztemperatur T_0 . Die mit 1T-C(T)-Proben bestimmte T_0 liegt 15 K oberhalb der mit 0,4T-SE(B)-Proben bestimmten T_0 . 2. Es wurde kein signifikanter Einfluss der Dicke der geprüften SE(B)-Proben auf T_0 festgestellt. Die mit SE(B)-Proben unterschiedlicher Dicke ermittelten T_0 variieren

im Rahmen der einfachen Standardabweichung. 3. Die Kerbform hat einen grossen Einfluss auf die T_0 . Sie liegt bei den elektroerosiv eingebrachten Kerben um 41 K bis 54 K niedriger als bei Proben mit Ermüdungsriss. 4. Der Einfluss der Risslänge auf T_0 ist bei Proben mit $a/W=0,3$ im Vergleich zu $a/W=0,5$ vernachlässigbar. 5. Mit zunehmender Prüfungsgeschwindigkeit steigt T_0 an. Der Anstieg kann bei Kenntnis der quasistatischen T_0 nach einer in der ASTM E 1921-09a angegebenen Formel mit einer Vorhersagegenauigkeit von ± 15 K abgeschätzt werden. 6. Die in der HSK-AN425 dargestellte Auswertemethode für dynamische Master-Curve-Tests ist gut anwendbar. Bei der Auswertung von Proben des Diagramm-Basistyps I nach HSK-AN425 wird nur der elastische Anteil des J-Integrals J_e berücksichtigt, was im Vergleich zur Auswertung nach ISO/FDIS 26843 zu tendenziell höheren T_0 führt.

Projektziele

Der Reaktordruckbehälter (RDB) ist Teil der druckführenden Umschliessung eines Kernreaktors und schliesst den Reaktorkern mit nahezu dem gesamten radioaktiven Inventar ein. Er fungiert als Hauptbarriere gegen den Austritt von Radioaktivität in der Umgebung und ist vielfältig mit anderen Komponenten eines Kernreaktors verflochten. Sein Ausfall ist nicht durch andere Komponenten kompensierbar. Der RDB gehört zu den «Kategorie 1»-Komponenten eines KKW, die als nicht austauschbar betrachtet werden und somit die Betriebsdauer definitiv begrenzen. Die Integritätsbewertung hat vor allem die Sicherheit gegen katastrophales Versagen des RDB nachzuweisen. Im kritischen Fall ist der Spödbruchsicherheitsnachweis eines RDB für einen postulierten Anriss bei einer Belastung durch eine vorgegebene Transiente, dem Thermoschock infolge der Einleitung von kaltem Notkühlwasser bei gleichzeitigem Innendruck («Pressurized Thermal Shock»-PTS), zu führen. Sowohl die KKW-Betreiber als auch die Genehmigungsbehörden sind an einer durchgängigen bruchmechanischen Bewertung interessiert, die neben der bereits praktizierten Beanspruchungsanalyse auch die Ermittlung der Materialkennwerte einschliesst. Das Master-Curve (MC)-Konzept nach Wallin [1,2] empfiehlt sich dafür als ein geeignetes Werkzeug. Es modelliert die Häufigkeitsverteilung der Bruchzähigkeit im unteren spröd-duktilen Übergangsbereich durch eine 3-parametrische Weibullverteilung auf der Grundlage des Spannungsintensitätsfaktors K . Die MC selbst beschreibt die Temperaturabhängigkeit der J-Integral bezogenen Bruchzähigkeit K_{Jc} im spröd-duktilen Übergangsbereich ferritischer Stähle. Sie basiert auf einer statistisch definierten Universalkurve, die mit einer Referenztemperatur T_0 werkstoffspezifisch justiert werden kann. Die Referenztemperatur T_0 wird direkt aus den K_{Jc} -Werten berechnet und ist bei $100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ auf der Bruchzähigkeits-Temperatur-Kurve genau definiert. Das Konzept hat bereits mit dem US-amerikanischen Standard ASTM E1921 «Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, T_0 , for Ferritic Steels in the Transition Range» Eingang in die Regelwerke gefunden und wird internationale angewendet [3,4].

Die Schweizer Richtlinie HSK-AN425 dient der bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken. Sie beinhaltet im Wesentlichen die Ermittlung der Bruchzähigkeit bei dynamischer Belastung. Ziel des Forschungs-

projektes H-100456 ist es, die zentralen Elemente der neuen Richtlinie HSK-AN425 Rev. 5 durch experimentelle Überprüfung an Grundwerkstoff 22 NiMoCr 3 7 aus dem RDB Biblis C RDB zu validieren. Weiterhin werden mit diesem RDB-Stahl Einzelfragen bei Anwendung des Prüfstandards ASTM E1921 untersucht. Im Einzelnen wurden Untersuchungen zu folgenden Schwerpunkten durchgeführt:

Einfluss der Risslänge auf die Bruchzähigkeit und die MC-Referenztemperatur T_0

Eine Schwierigkeit der in den KKW Gösgen und Leibstadt zur Verfügung stehenden SE(B)-Proben mit Charpy-Geometrie besteht darin, dass die Risslänge nach den heute gültigen Prüfnormen zu kurz ist ($a/W=0,3$ statt mindestens 0,45). Es ist zu bestimmen, ob solche Kurzriss-Proben die gleichen Ergebnisse liefern wie die Proben mit herkömmlichen Anrisslängen ($a/W=0,5$) und somit für künftige Sicherheitsnachweise verwendet werden dürfen. Weiterhin ist zu prüfen, ob die in der HSK-AN425 enthaltene Constraint-Korrektur zutrifft, mit welcher die Bruchzähigkeiten von Proben mit $a/W<0,3$ auf $a/W=0,5$ umgerechnet werden.

Einfluss der Probendicke auf die Bruchzähigkeit und die MC-Referenztemperatur T_0

Zu überprüfen ist die Übertragbarkeit der Prüfergebnisse von kleinen 10 mm dicken SE(B)-Voreilproben auf grössere Komponenten wie RDB mit Wanddicken von bis zu 500 mm im Stützenbereich. Ein Kernpunkt des MC-Konzeptes besteht darin, dass die Prüfergebnisse unterschiedlich grosser (dicker) Proben ineinander umgerechnet und so direkt miteinander verglichen werden können. Wenn die in der Prüfnorm ASTM E1921 angegebene Umrechnungsformel stimmt, dann sollten in diesem Vorhaben geprüfte SE(B)-Proben mit $B=0,4T$; $0,8T$; $1,6T$ und $3,2T$ ($1T = 25,4 \text{ mm}$) annähernd die gleiche Referenztemperatur T_0 ergeben.

Einfluss der Probenart auf die Bruchzähigkeit und die MC-Referenztemperatur T_0

Die nach ASTM E1921 ermittelte Referenztemperatur T_0 sollte unabhängig vom Probentyp sein. Jedoch unterscheiden sich erfahrungsgemäss die an 0.4T-(SE(B)-Proben und die an Kompaktzugproben (C(T)-Proben) ermittelte T_0 um 10 bis 15 K, worauf in der Prüfnorm ASTM E1921 auch explizit hingewiesen wird. Dabei ist die mit SE(B)-Proben ermittelte T_0 tiefer als die der 1T-C(T)-Proben. Der Unterschied wird auf unterschiedliche Constraintbedingungen bei Biege- und Zugbe-

anspruchung zurückgeführt. Es ist zu überprüfen, wie stark die T_0 beider Probentypen voneinander abweichen.

Fortsetzung der MC im oberen ZSÜ-Bereich

Eine offene Frage ist auch die Fortsetzung der MC im oberen spröde-duktilen-Übergangsbereich, d.h. ihr Übergang in die Hochlage der Bruchzähigkeit.

Ersetzbarkeit des Ermüdungsrissses durch einen Elektroerosivkerb

Zu prüfen ist, ob der derzeit in den Bruchmechanik-Normen vorgeschriebene Ermüdungsanriss (Radius im Kerbgrund $\rightarrow 0$) durch elektroerosiv (EDM) eingebrachte Kerben (Radius im Kerbgrund 0.06 mm) ersetzt werden kann. Dies hätte einige Vorteile, wie die leichtere und schnellere Herstellung umfangreicher Probensätze und die Untersuchung von Werkstoff aus definierten Bereichen der Wärmeeinflusszone (WEZ) von Schweißverbindungen. Die neutronenbestrahlten Proben mit den kurzen Ermüdungsanrissen $a/W=0,3$ der KKW Gösgen und Leibstadt bräuchten nur $a/W=0,5$ nachgeschnitten und nicht nochmals ermüdet werden. Wenn ein Einfluss der Risskonfiguration vernachlässigbar ist, dann müssten Probensätze mit EDM-Kerb eine ähnlich hohe Referenztemperatur T_0 ergeben wie Probensätze mit Ermüdungsanriss.

Überprüfung der Anwendbarkeit der HSK-AN-425

Rev. 5

Die Anwendbarkeit der HSK-AN-425 ist zu überprüfen, und allfällige Schwachstellen sind zu korrigieren. Dies beinhaltet die Gültigkeitsbedingungen bei dynamischer Prüfung und den Informationsgehalt bei dynamischer und statischer Prüfung.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Probenfertigung und Versuche

Der Biblis C RDB besteht aus Schmiederingen mit der Hauptumformrichtung L (Umfangsrichtung). Im vorliegenden Bericht wurde Grundmaterial des unteren Schmiederinges (Segment AB in [5]) verwendet. Alle Proben wurden entweder vollständig aus dem mittleren 2/3-Wandbereich entnommen bzw. so gefertigt, dass sich die Rissfront innerhalb des 2/3-Bereiches befindet. Eine Übersicht über sämtliche gefertigte Proben findet sich in Tabelle 1. Die Orientierung der 1-T-C(T)- und SE(B)-Proben ist **T-S** nach ASTM E 1823 bzw. **X-Z** nach ISO 3785.

Der experimentelle Teil umfasste neben der Grundcharakterisierung (Gefügeanalyse, quasistatische und dynamische Zugversuche sowie Kerbschlagbiegeversuche, quasistatische JR-Kurven (ausgewertet nach ASTM E1820 und ISO 12135), dynamische JR-Kurven (ausgewertet nach HSK-AN425 und dem ASTM E1820-Anhang «Normalization Method»), quasistatische MC-Tests (d.h. Beanspruchungsgeschwindigkeiten von 0.1 bis 2 $\text{MPa}\sqrt{\text{m/s}}$, ausgewertet nach ASTM E1921, dynamische MC-Tests (bis 350000 $\text{MPa}\sqrt{\text{m/s}}$, ausgewertet nach HSK-AN425 bzw. einer alternativen Methode, einer Kombination von ISO/FDIS 26843 und ASTM E1921).

Experimente zum Einfluss der Risslänge auf die Bruchzähigkeit und die MC-Referenztemperatur T_0

SE(B)-Proben mit unterschiedlichen Risslängen ($a/W=0,3$ bzw. 0,5) wurden in JR-Tests und MC-Tests geprüft. Es wurden sowohl ermüdete Proben wie auch EDM-gekerbte Proben geprüft. Die Versuchsführung erfolgte quasistatisch wie auch dynamisch.

Anzahl	Art	Bezeichnung
30	Rundzugproben B8x40	Z01...Z30
30	Charpy-V-Proben für Kerbschlagbiegeversuche	C001...C030
36	1T-C(T)-Proben, 20 % seitgekerbt	CT01...CT36
4	3,2T-SE(B)-Proben	A bis D
16	1,6T-SE(B)-Proben (aus 3,2T-SE(B)-Probenhälften)	V1-V16
12	0,8T-SE(B)-Proben (aus 1,6T-SE(B)-Probenhälften)	W1-W12
24	0,8T-SE(B)-Proben (aus 3,2T-SE(B)-Probenhälften)	W13-W36
107	0,4T-SE(B)-Proben mit $a/W=0.5$	31-137
75	0,4T-SE(B)-Proben mit $a/W=0,3$ (aus 3,2T-SE(B)- Probenhälfte)	301-375
334	Summe	

Tabelle 1: Anzahl, Art und Bezeichnung der Proben.

Experimente zum Einfluss der Probendicke auf die Bruchzähigkeit und die MC-Referenztemperatur T_0
SE(B)-Proben mit Dicken B gleich 0,4T; 0,8T; 1.6T und 3,2T (1T = 25,4 mm) wurden im quasistatischen MC-Test geprüft. Alle Proben haben Ermüdungsrisse bis $a/W=0,5$ und 20 % Seitkerben.

Experimente zum Einfluss des Probentyps auf die Bruchzähigkeit und die MC-Referenztemperatur T_0
An Dreipunktbiegeproben (SE(B)-Proben) und an Kompaktzugproben (C(T)-Proben) wurden quasistatische MC-Tests gemäss ASTM E1921 durchgeführt und die jeweilige Referenztemperatur T_0 berechnet. Die Risse waren normkonform (ermüdungsangeschwungen bis $a/W=0,5$). Daneben wurden auch EDM-gekerbte Probensätze untersucht.

Experimente zur Fortsetzung der MC im oberen ZSÜ-Bereich

Gemäss ASTM E1921 sind die Prüftemperaturen so zu wählen, dass sie möglichst nahe um die später berechnete T_0 liegen. Maximal darf die Prüftemperatur um $\pm 50K$ von T_0 abweichen. Sowohl für quasistatische, mittlere und dynamische MC-Versuche wurde dabei wie folgt verfahren:

Ein Probensatz wurde zunächst bei Prüftemperaturen nahe der zu erwartenden T_0 geprüft und aus den gemessenen K_{Jc} -Werten die T_0 berechnet. Diese Testserie wird im folgenden Master-Curve Multitemperatur (MC-MT) Prüfung genannt. An einem weiteren Probensatz wurde anschliessend bei Prüftemperaturen am Randbereich des Erlaubten von ca. $T_0+45 K$ geprüft, um einen Anschluss an den oberen ZSÜ-Bereich der Zähigkeit zu bekommen. Einige Proben wurden ferner auch bei Prüftemperaturen im unteren erlaubten Bereich bei T_0-45K geprüft.

Experimente zum Einfluss der Anrisskonfiguration (ermüdet/EDM-Kerb)

Der Einfluss der Kerbkonfiguration auf T_0 und die Risswiderstandskurve (J-R) wurde an SE(B)- und 1T-C(T)-

Proben mit Ermüdungsanriss und EDM-Kerb untersucht. SE(B)-Proben mit Risslängenverhältnissen $a/W=0,5$ und $0,3$ sind quasistatisch und dynamisch und 1T-C(T)-Proben mit $a/W=0,5$ sind quasistatisch geprüft worden.

Experimente zur Überprüfung der Anwendbarkeit der HSK-AN-425 Rev. 5

Die dynamischen MC-Kurven wurden gemäss HSK-AN425 Rev. 5 berechnet und mit einer alternativen Auswertemethode verglichen, um allfällige Fehler und Vereinfachungsmöglichkeiten zu finden.

Die Alternative «ISO/ASTM» bestand im Anwenden der Norm ISO/FDIS 26843, durch welche aus den Rohdaten des instrumentierten Kerbschlagbiegeversuchs die J-Integrale bei Einsetzen des Sprödbruchs bestimmt werden. Anschliessend dienen diese J-Integrale als Eingabe zur Bestimmung der T_0 nach ASTM E1921. Die HSK-AN425 Rev. 5 enthält bis auf kleine Details ähnliche Berechnungsschritte zum Bestimmen der J-Integrale wie die ISO/FDIS und verweist zur weiteren Berechnung von T_0 auf die ASTM E1921.

Zur Untersuchung der dynamischen JR-Kurven enthält die HSK-AN425 einen ganz eigenen analytischen Ansatz, mit dem erstmals geschlossene Darstellungen von dynamischen JR-Kurven möglich sind. Zum Vergleich wurden die Daten nach ASTM E1820 (Anhang «Normalization Method») ausgewertet. Die ISO/FDIS 26843 schlägt zum Auswerten von dynamischen JR-Kurven 3 mögliche Verfahren vor: Die Methode nach HSK-AN425, die Normalization Method nach ASTM E1820, und die hier nicht näher untersuchte «Basic Key Curve Methode», für welche der Verfestigungsexponent n des Ramberg-Osgood-Materialverhaltens bekannt sein muss.

Ergebnisse

Einfluss der Risslänge

Die T_0 der ermüdungsangerissenen Proben mit $a/W=0,3$ und $a/W=0,5$ ergeben vergleichbare T_0 , Tabelle 2. Literaturangaben zum gleichen Stahl (22 NiMoCr 3-7 Biblis

a/W	T_0	1σ	Hinweis	Quelle
0,50	-86,1 °C	6,8 K	MC-MT	
0,50	-80,3 °C	6,6 K	MC-MT und $T_0\pm 45K$	
0,50	-76,3 °C			Fig. 4.9a in [6]
0,30	-76,3 \pm	6,8 K	MC-MT	
0,18	-76,0			Fig. 4.9b in [6]
$\approx 0,13$	-92,7			Fig. 4.9c in [6]

Tabelle 2: Einfluss der Ermüdungsrisslänge auf die T_0 von 20% seitgekerbten 0,4T-SE(B)-Proben.

Probentyp	B in T	Test	Master Curve ASTM E 1921-09a					Prüfgeschw.	
			T ₀	1σ	Σr _i n _i	r	N	ΔLL dt	dK dt
	1T = 25,4mm		°C	K	-	-	-	mm/min	MPa√m/s
SE(B)	0,4T	MC-MT	-86,1	7,9	1,17	7	8	0,2	1,38
SE(B)		T ₀ ±45K	-80,3	6,6	1,79	12	16	0,2	
SE(B)	0,8T	MC-MT	-85,8	7,2	1,50	9	16	0,2	0,96
SE(B)	1,6T	MC-MT	-75,2	6,4	2,17	13	16	0,5	1,70
SE(B)	3,2T	MC-MT	-*		0	0	4	0,5	1,10
alle SE(B)	0,4T bis 3,2T	MC-MT	-81,4	5,1	4,95	31	48	0,2; 0,5	div., s,o,
1 (C(T))	1T	MC-MT	-71,0	7,5	1,33	8	8	0,25	1,04

Table 3: Einfluss der Probendicke auf die T₀ von quasistatisch geprüften Proben (ermüdet und 20 % seitgekerbt, a/W=0,5).

C) [6] ergaben, dass auch noch kürzere Risslängen von a/W=0.18 keine signifikante Änderung in T₀ ergeben. Erst bei noch kürzeren Rissen von a/W=0,13 kommt es zum Constraintverlust, wodurch sich T₀ signifikant ändert. Auch für EDM-gekerbte Proben trifft dies zu. Die T₀ von Proben mit a/W=0,3 und 0,5 sind im Rahmen der einfachen Standardabweichung vergleichbar.

Einfluss der Probendicke

Die T₀ der SE(B)- Proben mit B=0,4T; 0,8T; 1,6T und 3,2T unterscheiden sich innerhalb der einfachen Standardabweichung 1σ, Tab. 3 und Abbildung 1. In Abbildung 1 beziehen sich die Bruchzähigkeitskurven auf T₀ der 0.4T-SE(B)-Proben. Die ermittelten K_{Jc(1T)}-Werte werden durch die 0,02 und 0,95 Fraktile eingehüllt. Abbildung 1 enthält zum Vergleich die «ASME K_{Jc}-RT₀ Lower Bound» Curve, deren Lage mit RT₀=T₀+19,4 K auf der Temperaturachse justiert ist.

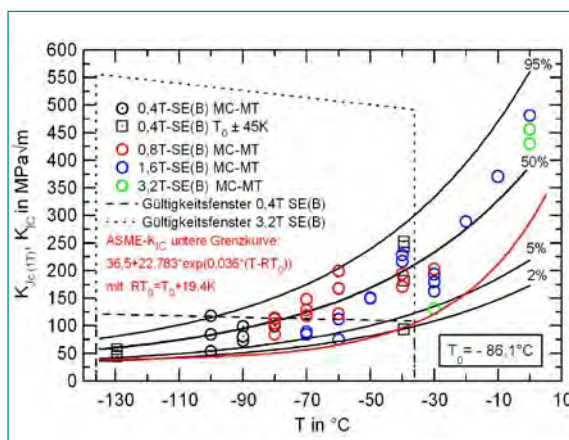


Abbildung 1: Einfluss der Probenbreite B auf die T₀ von quasistatisch geprüften (dK/dt=0,96 MPa√m bis 1,70 MPa√m) SE(B)-Proben (ermüdet und 20 % seitgekerbt), T₀ aus den 0,4T-SE(B)-Proben MC-MT.

$$K_{Jc} = 36,5 + 22,783 \cdot \exp[0,036 \cdot (T - RT_0)] \quad (1)$$

wobei K_{Jc} in MPa√m und RT₀ in °C ist [7].

Bis auf eine 0,4T SE(B)-Probe liegen alle Proben oberhalb der ASME-K_{Jc}-Kurve (bei -39,5 °C Prüftemperatur liegt die ASME-Kurve bei 97,2 MPa√m, die Probe bei 93,3 MPa√m).

Die ASME-K_{Jc}-Grenzkurve wurde empirisch an Proben verschiedener Dicke ermittelt, ohne dass diese dickenkorrigiert wurden (K_{Jc}). Die in Bild 1 dargestellten Bruchzähigkeitswerte wurden hingegen nach ASTM E1921 probendickenkorrigiert, indem die Messwerte auf eine 25,4 mm dicke Standardprobe normiert wurde (K_{Jc(1T)}).

Fortsetzung der MC im oberen ZSÜ-Bereich

Die Norm ASTM E1921 postuliert, dass sich die Form der quasistatisch ermittelten MC nicht ändert. Es sollte untersucht werden, ob sich durch die dynamische Beanspruchung die Form der MC ändert. Es konnte kein eindeutiger Trend festgestellt werden. Im Allgemeinen liegen die Datenpunkte zwischen den Bruchzähigkeitskurven für 2 %- und 95 %-Versagenswahrscheinlichkeit. Nur einzelne Ausreisser liegen oberhalb der 95 %-Kurve. Das tritt aber nicht nur bei dynamischer Versuchsführung auf, sondern auch im quasistatischen Fall. In Abbildung 2 liegen drei K_{Jc(1T)}-Werte der dynamisch und zwei Werte der quasi-statisch geprüften 0,4T-SE(B)-Proben (ermüdet, a/W=0,5) oberhalb 95 % Bruchwahrscheinlichkeit. Abbildung 3 zeigt zwei K_{Jc(1T)}-Werte dynamisch und drei K_{Jc(1T)}-Werte der quasi-statisch geprüften 0,4T-SE(B)-Proben (ermüdeten mit a/W=0,3) oberhalb 95 % Bruchwahrscheinlichkeit. Von den bei mittlerer Geschwindigkeit geprüften 0,8T-SE(B)-

Proben (ermüdet mit $a/W=0,5$) liegen fünf $K_{Jc(1T)}$ -Werte 95 % Bruchwahrscheinlichkeit, Abbildung 4. Zu beachten ist, dass bei allen abweichenden Proben die Bruchzähigkeit $K_{Jc(1T)}$ ausserhalb des gültigen Bereiches (Gültigkeitskriterium $K_{Jc(limit)}$ sowie $T_0 \pm 50$ K) liegt, welcher in den Bildern dem gestrichelten Bereich entspricht. Proben, die ausserhalb liegen, sind nicht gültig im Sinne der ASTM E1921, und sind somit kein zulässiger Massstab dafür, ob sich die Form der Master Curve ändert. Liegen sie ausserhalb $T_0 \pm 50$ K, werden

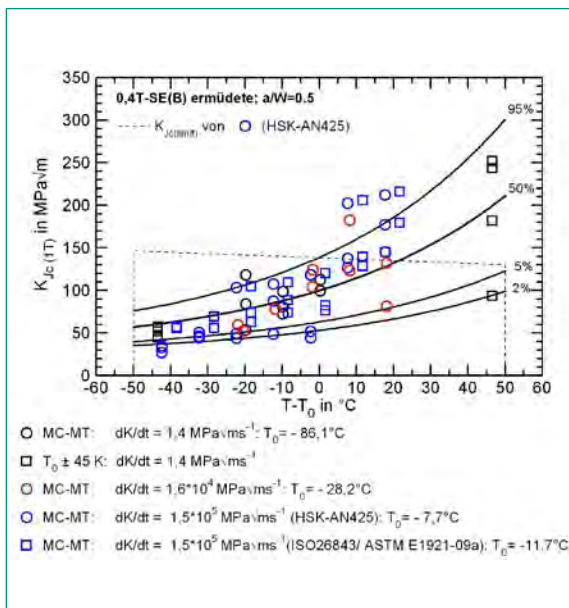


Abbildung 2: MC verschiedener Beanspruchungsgeschwindigkeiten, normiert auf $T-T_0$, 0.4T-SE(B)-Proben mit $a/W=0.5$.

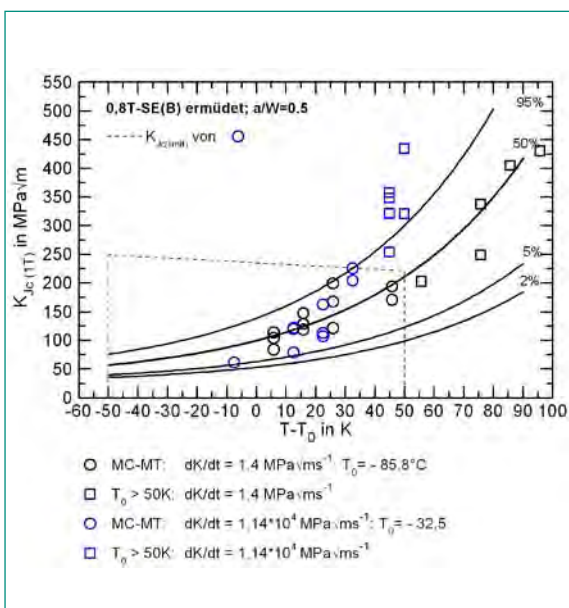


Abbildung 3: MC verschiedener Beanspruchungsgeschwindigkeiten, normiert auf $T-T_0$, 0.4T-SE(B)-Proben mit $a/W=0.3$.

sie nicht zur Berechnung der T_0 -Referenztemperatur herangezogen. Liegen die K_{Jc} -Werte der Proben innerhalb des Temperaturfensters, aber oberhalb des $K_{Jc(limit)}$ -Gültigkeitskriteriums, werden die K_{Jc} -Werte durch den $K_{Jc(limit)}$ -Wert ersetzt und dieser zur Berechnung von T_0 verwendet.

Einfluss des Probetyps auf die MC-Referenztemperatur T_0

Die in der ASTM E1921 angegebene Probengeometrieabhängigkeit der Referenztemperatur zwischen SE(B)-Proben und C(T)-Proben kann bestätigt werden. T_0 unterscheidet sich zwischen 0,4T-SE(B)-Proben ($T_0=-85,8$ °C) und 1T-C(T)-Proben (#1, $T_0=-71,0$ °C) um 15 K, siehe Tabelle 3.

In der Bruchzähigkeits-Norm ASTM E 1921 wird auf diesen Unterschied hingewiesen. In den Regelwerken [3, 4] wird dies noch nicht durch zusätzliche Sicherheitsaufschläge berücksichtigt.

Einfluss der Risskonfiguration

Die T_0 von EDM-gekerbten Proben liegt grundsätzlich 41 bis 54 K unterhalb der T_0 von ermüdeten Proben, Tabelle 4. Wie die Tabelle zeigt, gilt diese Aussage unabhängig

- von der Probenbreite (0,4T-SE(B); 0,8T-SE(B)),
- von der Prüfgeschwindigkeit (quasistatisch, dynamisch),
- vom Probentyp (1T-C(T); 0,4T-SE(B)) und
- vom Risslängenverhältnis ($a/W=0,3; 0,5$).

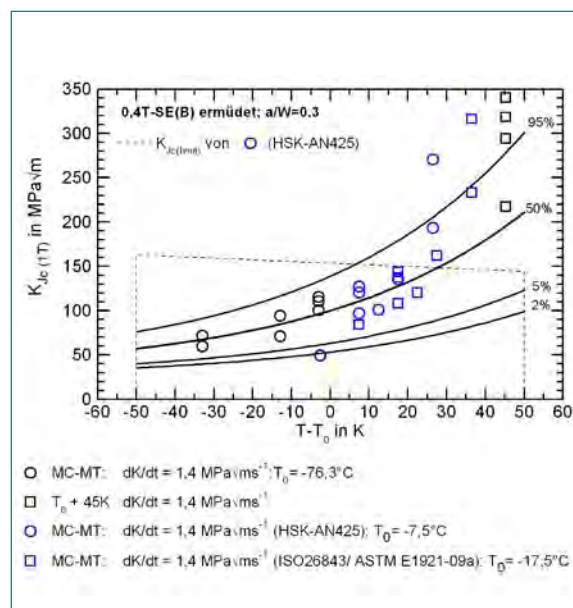


Abbildung 4: MC verschiedener Beanspruchungsgeschwindigkeiten, normiert auf $T-T_0$, 0.8T-SE(B)-Proben mit $a/W=0.5$.

Probenform	a/W	Prüfgeschwindigkeit	T ₀ Ermüdungsrisss		T ₀ EDM		ΔT ₀ K
			Test	°C	Test	°C	
1T-C(T)	0,5	quasistatisch	MC-MT	-71,0	MC-MT	-119,1	48,1
0,4T-SE(B)	0,3	quasistatisch	MC-MT	-76,3	MC-MT	-129,9	53,6
0,4T-SE(B)	0,5	quasistatisch	MC-MT	-86,1	MC-MT	-127,1	41,0
0,4T-SE(B)	0,5	dynamisch (1,2 m/s)	MC-MT	-11,7	MC-MT	-55,7	44,0

Tabelle 4: Einfluss der Kerbform (ermüdet vs. EDM-Kerb) auf T₀.

Anwendbarkeit der HSK-AN425

Anwendbarkeit der HSK-AN425 auf dynamische Master-Curve-Tests

Durch das Erhöhen der Prüfgeschwindigkeit von quasistatisch zu dynamisch verschiebt sich T₀ um mehr als 78 K (0,4T-SE(B)-Proben, a/W=0,5; v=1,2m/s) bzw. um 69 K (0,4T-SE(B)-Proben a/W=0,3; v=2.4m/s), Tabelle 5. Der Anstieg von T₀ mit zunehmender Belastungsgeschwindigkeit stimmt mit Bruchmechanikexperimenten am IWM Freiburg und mit Ergebnissen von IAEA-Ringversuchen überein, für die eine Verschiebung von 52 bis 55 K ermittelt wurde [6, 8, 9].

Die Auswerterroutinen (J-Integralbestimmung) der HSK-AN425 und der ISO/FDIS 2684 unterscheiden sich nur marginal, so dass die Unterschiede in der T₀ nur 3 bis 5 K betragen. Der grösste Unterschied zeigt sich bei Proben vom Bruchtyp A, bei welcher die HSK-AN425 J=J_e definiert ohne Berücksichtigung eines (wenngleich geringen) plastischen Anteils J_p. Die ISO/FDIS 26843 hingegen definiert analog zu anderen Bruchmechaniknormen für alle Bruchtypen J=J_e+J_p.

Folglich liegt für Proben des Bruchtyps A das J-Integral nach HSK-AN425 berechnet tiefer als nach ISO/FDIS

26843 berechnet, wodurch T₀ steigt, Abbildung 5. Diejenigen Proben, bei denen in Abbildung 5 die HSK- und die ISO/FDIS-Ergebnisse deutlich voneinander abweichen, sind vom Bruchtyp A. Diejenigen Punkte, deren HSK- und ISO/FDIS-Ergebnisse fast aufeinanderliegen, sind vom Bruchtyp B, für die in beiden Methoden J=J_e+J_p definiert ist.

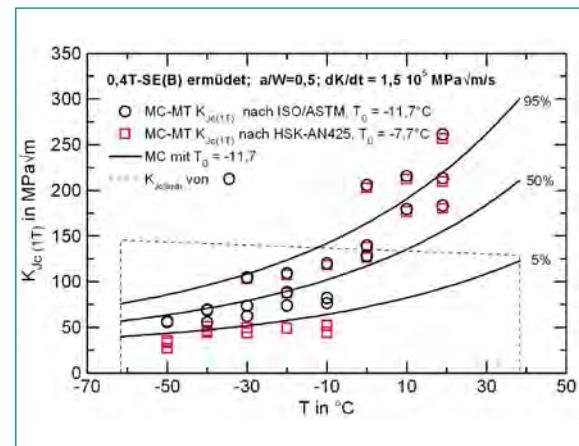


Abbildung 5: Vergleich der T_{0d}-Auswertung nach HSK-AN425 Rev. 5 und nach ISO/FDIS 26843/ASTM E 1921-09a, K_{JC(T)} und MC für 5 %, 50 % und 95 % Bruchwahrscheinlichkeit.

Probentyp	Prüfgeschw.	X=dK/dt MPa√ms ⁻¹	σ _{YS} ^{T0} MPa	T ₀ bzw. T _{0d} * °C
0,4T-SE(B); a/W=0,5	quasistat,	1	506,2	-86,1
	mittlere	16100	506,2	-28,2
	dynamisch	150000	506,2	-7,7
0,4T-SE(B); a/W=0,3	quasistat,	1	495,9	-76,3
	mittlere	-	-	-
	dynamisch	300000	495,9	-7,5
0,8T-SE(B); a/W=0,5	quasistat,	1	505,9	-85,8
	mittlere	11400	505,9	-32,5

*Daten der quasistatischen und mittleren Prüfgeschwindigkeiten sind nach ASTM E 1921-09a ausgewertet und der dynamischen Prüfgeschwindigkeit nach HSK-AN425 Rev. 5 ausgewertet worden.

Tabelle 5: Prüfgeschwindigkeitseinfluss auf T₀.

Anwendbarkeit der HSK-AN425 auf dynamische JR-Kurven

Die in der HSK-AN425 dargestellte Auswertemethode zur Evaluierung dynamischer Risswiderstandskurven ist sehr gut anwendbar. Sie wurde mittlerweile wortgleich in die in der ISO FDIS 26843 als eine von drei Möglichkeiten zur analytischen Herleitung von dynamischen JR-Kurven übernommen. Die dort aufgeführte zweite Option, die im Anhang der amerikanischen Prüfnorm ASTM E1820 enthaltene «Normalization Method», führte zu keinen verwertbaren Ergebnissen und ist nicht zur Auswertung dynamischer Risswiderstandskurven geeignet.

Nationale Zusammenarbeit

Die geprüften Proben wurden dem Paul Scherrer Institut (Nuclear Energy and Safety Research Department, Laboratory for Nuclear Materials) für die Anwendung zerstörungsfreier Messmethoden zur Ermittlung der Bruchzähigkeit zur Verfügung gestellt.

Internationale Zusammenarbeit

Zu diesem Vorhaben gab es keine Mitarbeit in internationalen Projekten.

Bewertung 2009 und Ausblick 2010

Das Vorhaben ist am 31. Oktober 2009 erfolgreich beendet worden. Dem Auftraggeber wurden ein Abschlussbericht und eine Zusammenstellung aller Prüfdaten übergeben.

Publikationen

C. Zurbuchen: Influence of specimen type, crack length and evaluation method on quasi-static and dynamic fracture toughness properties, 2009 Proceedings of the ASME Pressure Vessels and Piping, West Conshohocken: ASME, 9780791838549.

C. Zurbuchen, H.-W. Viehrig, D. Kalkhof, H.-J. Schindler: Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktor-druckbehältern für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken, FZD-Report (in Vorbereitung).

H.-W. Viehrig, C. Zurbuchen, H.-J. Schindler, D. Kalkhof:

Assessment of Master Curve limitations, 18th European Conference on Fracture, 2010, eingereicht.

Für 2010 sind zwei weitere Journalpublikationen geplant.

Referenzen

- [1] *K. Wallin*: The master curve: a new method for brittle fracture, Int. J. of Materials and Product Technology, Vol. 14 No. 2/3/4, 1999, pp. 342.
- [2] *K. Wallin, K*: Master Curve approach and structural integrity assessment, Proceedings of the Workshop MASC 2002 «Use and application of the Master Curve for determining fracture toughness», June 12–14, VTT, Helsinki, 2002.
- [3] *S. Rosinski*: Validation of Master Curve fracture toughness methodology for RPV integrity assessment (PWRMRP-26), PWR Materials Reliability Project (PWRMRP) 1000707, Final Report, 2000.
- [4] *M. Brumovsky*: Unified procedure for lifetime assessment of component and piping in WWER NPPs «VERLIFE», European Commission, Final Report, Contract N° FIKS-CT-2001-20198, September 2003.
- [5] *S. Ritter, H.P. Seifert*: Characterisation of the lower shell and the weld material of the Biblis C reactor pressure vessel, PSI Bericht Nr. 02-01, Januar 2002.
- [6] *J. Hohe u.a.*: Kritische Überprüfung des Mastercurve-Ansatzes im Hinblick auf die Anwendung bei deutschen Kernkraftwerken. Abschlussbericht Vorhaben-Nr. 1501239, Berichts-Nr. S8/2004. Freiburg: Fraunhofer-Institut für Werkstoffmechanik, 2005.
- [7] *ASME Article A-4000*: Material Properties. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Sect. XI: Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components Sec. XI, Division 1, New York: Amer. Soc. of Mech. Engineers, 2004.
- [8] *H.-W. Viehrig, J. Böhmert, J. Dzugan*: Use of instrumented Charpy impact tests for the determination of fracture toughness values. In: From Charpy to Present Impact Testing, ESIS-Publication 30, D. François, A. Pineau (Hrsg.), Charpy Centenary Conference, 2–5. Oktober 2001, Poitiers, Frankreich, Elsevier Science Ltd. and ESIS, pp. 245–252.
- [9] *H.-W. Viehrig, E. Lucon, W. Server*: IAEA coordinated research project on Master Curve approach to monitor fracture toughness of rpv steels, Effect of Loading Rate. Proceedings of PVP2009, 2009 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, 26.–30.7.2009, Prague, Czech Republic.

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland

Author and 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 40 62, Hakim.Ferroukhi@psi.ch, http://stars.web.psi.ch
Duration of project	January 1, 2006 to December 31, 2009

ABSTRACT

During 2009, the STARS project has continued its consolidation around the TRACE code for plant system analysis with on the one hand, base models of all the Swiss plants established and on the other hand, modelling and assessment activities for both integral test experiments and for the EPR reactor. An increased usage of CFD methods along with the establishment of advanced modelling methodologies for system thermal-hydraulic analysis constitutes another significant achievement. As a major step towards advanced multiphysics capabilities, a coupling scheme between TRACE and SIMULATE-3K for 3-D core/plant system transient analyses was developed and its assessment has been started for a BWR turbine trip transient. And related to core physics, enhanced core modelling methodologies, required for the periodic modelling of the Swiss cores, have been established for KKB/KKM and are currently being developed for KKL/KKG. Also, the assessment of cross-section modelling effects on 3-D core dynamics has been continued, confirming among others the need for developing methods for the propagation of neutronic uncertainties. In that context, a forward sensitivity method based on direct perturbations has been implemented for lattice transport and is being assessed the context of an on-going international benchmark. For fuel behaviour, recent JAEA Reactivity-Initiated-Accidents (RIA)

tests performed at both room- and high temperature conditions have been analysed as part of the validation of the PSI model for gas swelling and fission gas release coupled to FALCON. These studies have, among others, put forward the effect from the initial fill gas pressure on cladding strain, high-temperature creep and ballooning during RIAs. For fuel behaviour of High-Burnup fuel during LOCAs, an enhanced model for axial gas flow has been developed and shown to yield improved accuracy on the basis of HALDEN experimental tests.

Along the above, several On-Calls requested by ENSI during the year were also completed including: a validation of TRACE for a recent transient in KKL, a study on BWR thermal-limit violations in core analysis calculations for KKM, a verification of fluence licensing calculations for KKB reactor life-time extensions as well as a review, in the same context, of the vendor methodology for analysis of Pressurized Thermal Shocks and a fuel behaviour parametric study to assess causes and eventually outline necessary measures related to recurrent fuel rod failures observed in recent KKG cycles.

Finally, the project carried out a substantial revision and update of its quality management system PMS which was successfully certified according to ISO 9001:2008 in July 2009, fulfilling thereby an important milestone for the year.

Project goals

The mission of STARS is to maintain and further develop a comprehensive state-of-the-art best-estimate analysis methodology of Light-Water-Reactors (LWRs) for conditions ranging from normal operation to beyond design basis accidents (excluding core melt) and including criticality safety. Through the acquired knowledge and capabilities, the primary objective is to act as a leading national competence centre for scientific support to the Swiss nuclear safety inspectorate (ENSI) for plant/core/fuel related issues relevant for the current as well as for the future fleet of LWRs. Over time, the project has evolved towards a multi-partner program but with ENSI remaining as main external partner. In that context, the present document therefore only includes the status and progress related to the activities carried out with/for ENSI whereas those carried out with other partners are not reported here. On that basis, the specific objectives of the STARS project collaboration with ENSI for 2009 were as follows.

Plant Behaviour

- Complete the migration of existing plant models for legacy codes (RELAP5/TRAC-BF1)
- Define scenarios for SBLOCAs, LBLOCAs and MSLBs and perform LOCA analyses for the EPR and CFD simulations for mixing in the RPV during boron dilution and MBLOCA scenarios
- In the framework of the EU NURISP project, develop advance coupling methodologies for the sub-channel code FLICA and for CFD/system-code interface within the SALOME platform
- Validation of TRACE for BWR applications
- Validation of the coupled CFD/TRACE tool against experimental results
- Implement scheduler for dynamic event tree simulations and run test cases

Core Physics

- Update Swiss core models (CMSYS) and assessment of CASMO-5
- Development of SIMULATE-3K/TRACE coupling scheme
- Continue with APOLLO-2 for applications towards higher-order 3-D core analysis within NUR-SIP
- Establishment of a method for statistical sampling of cross-section data in 2-D lattice transport calculations

Fuel Behaviour

- LS-2 NSRR RIA-test with KKL high-burnup fuel recently performed in the HT-capsule (ALPS project)
- Investigate origin of the high FGR, as observed in a number of ALPS tests, emphasising the relative contribution of the HBS in the pellet rim (subject to availability of suitable data)
- Further code improvement and verification should address the issue of apparent anisotropy of macroscopic fuel stack growth caused by microscopic fuel swelling
- Continue validation of GRSW-A model and extend validation matrix of FALCON-PSI, using available data from international projects, e.g. HRP, ALPS and SCIP or from Swiss industry

This short report only presents an overview of the progress achieved for some of the above activities.

Plant Modeling with trace for the Swiss Nuclear Power Plants

Considerable efforts have been dedicated to the migration of all models for the Swiss nuclear power plants to the TRACE code, the latest best-estimate thermal-hydraulic code issued by the U.S. NRC for the simulations of LWRs (Light Water Reactors) transients. The models have been validated against available plant data (ADS event for KKL, pump trip for KKG, loss-of-feed-water for KKM) or alternative code simulations (LBLOCA with RELAP5 for KKB). Schemes of the nodalizations are presented in Fig. 1 (a). Below in Fig. 1 (b), results of the validation cases for the KKM and for the KKB model are reported. The KKM simulation corresponds to a total loss of feed-water test performed at KKM in 1993 to demonstrate that after tripping both feedwater pumps, the reactor water level can be maintained above the -227 cm level, with the use of only one, of the two normally available, reactor core-isolation cooling (RCICs) systems. Following the total loss of feed-water flow, the water level decreases gradually due to the negative mass balance. Upon the injection of the RCIC flow, this trend is reversed and the level starts increasing slowly. The level difference between calculated and measured data during the recovery (i.e., after ~150 sec) remained at about 20 cm, which represents a reasonable result (the error in the measured downcomer water level being about +/- 15 cm). The KKB simulation corresponds to a hypothetical large-break loss-of-coolant accident (LBOCA). The maximum cladding temperature and the core quenching time are in good agreement with previous RELAP5 simulations.

Concerning KKL, the development of a base model was completed [1]. This model was used as basis for an On-Call requested by ENSI [2] and aimed at comparing TRACE simulations of the KKL ADS event of March 2007 against both plant data and calculations carried out with TRAC-BF1 and TRACG (the latter performed by General Electric). It was found that the main plant parameters, namely RPV pressure and Wide Range vessel level, are better predicted by TRACE 5.0 code than by TRAC-BF1 and TRACG.

Following an urgent request by ENSI, an intensive 5-days training course on TRACE was also organized and carried out by the project. The course included an introduc-

tion on thermal-hydraulic systems codes with special focus on the TRACE code capabilities, models, special components and control system features. The lectures were accompanied by practical cases.

Finally, based on the expertise developed in this area, another On-Call was requested by ENSI [3], this time to review the vendor methodology applied for licensing calculations related to the risks of the KKB1 reactor pressure vessel (RPV) to undergo Pressurize-Thermal-Shocks (PTS). The review was focused on the selection of transients scenarios analyzed by AREVA, and on the computational methods and models employed for the estimation of the time-dependent temperature distribution in the RPV.

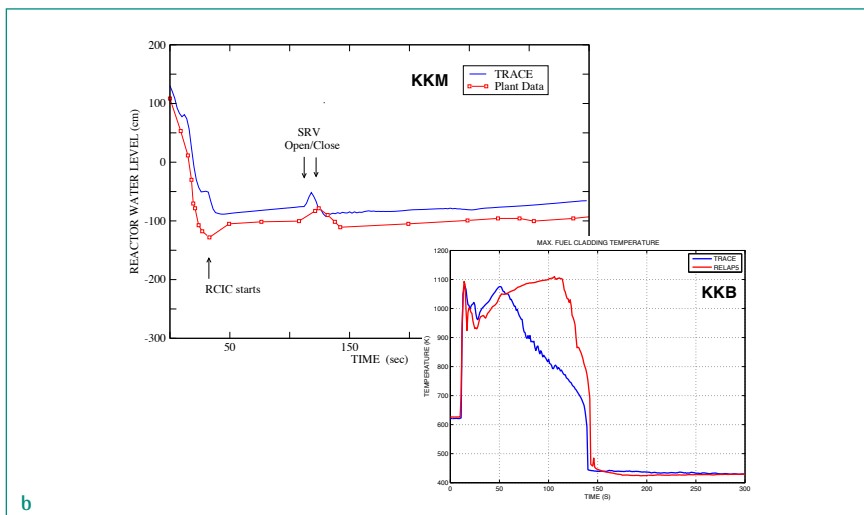
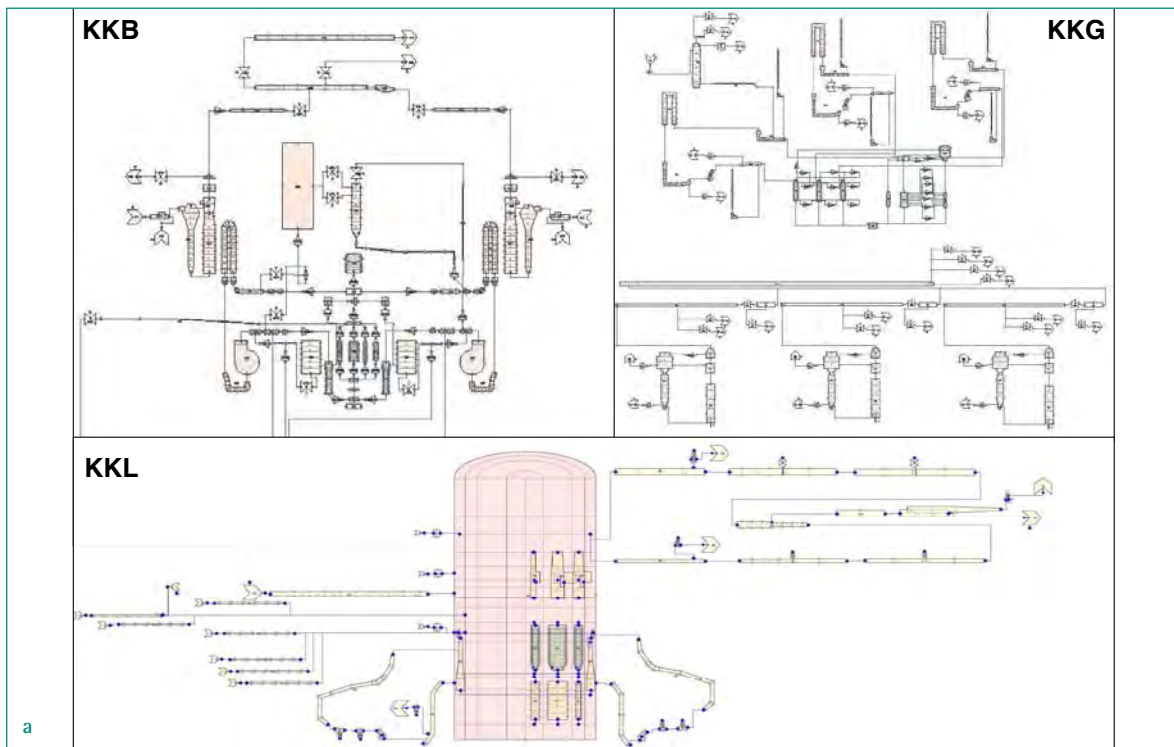


Figure 1: Scheme of TRACE nodalization for the Swiss plants (a) and results of validation cases (b).

Assessment of trace and coupling to 3-D core kinetics

The work on the assessment of the thermal-hydraulic (TH) code TRACE continues to be pursued, based on plant data as well as experimental results gathered with large-scale integral tests and with separate effect tests facility (e.g. [4], [5]). For illustration, the results obtained with TRACE for the large-scale experimental facility PKL

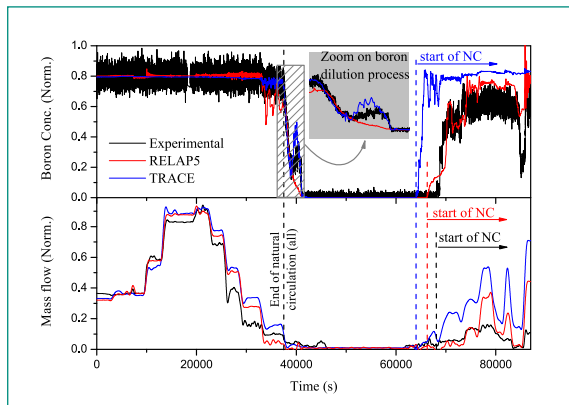


Figure 2: Boron concentration in the loop seal mass flow for PKL test F1.2.

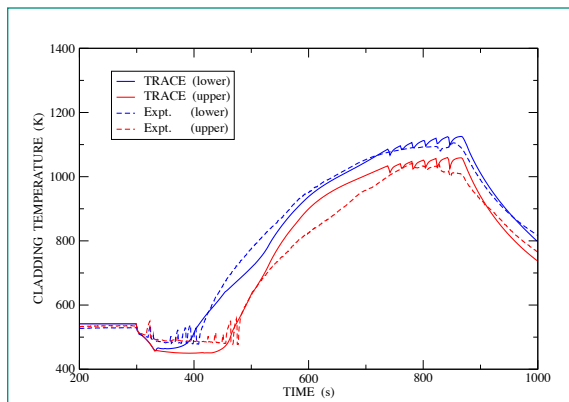


Figure 3: Peak cladding temperature and loop for HALDEN F1.2 IFA-650.6 TEST.

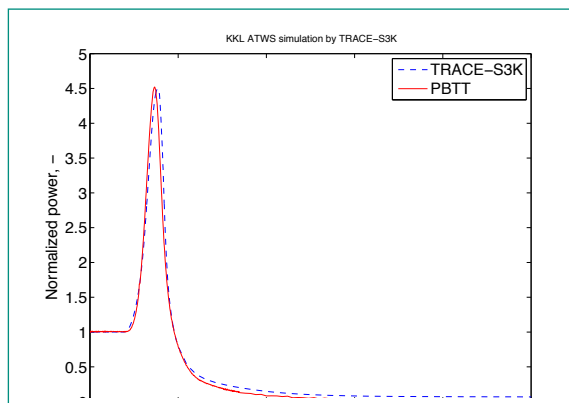


Figure 4: PB2 TTRIP Benchmark Relative Core Power.

(tests F1.1 and F1.2) both related to boron dilution scenarios, have been compared with experimental data and with RELAP5 simulations. TRACE provided results in very good agreement with the experiments (Fig. 2) laying out a high maturity of the code with regards to PWR transients. Similarly, an assessment of TRACE to adequately predict the impact of LOCA conditions on the fuel rod cladding temperature was made on the basis of the HALDEN IFA-650 series of integral experiments. Cladding temperatures predictions (Fig. 3) for the IFA-650.6 test were found to reproduce well, both qualitatively and quantitatively, the measurements providing thereby further confidence in the modelling capabilities developed within the project to simulate LOCA transients using the TRACE code.

Parallel to this, efforts were undertaken to develop with the core physics sub-project, a coupling scheme between TRACE and the SIMULATE-3K (S3K) 3-D kinetic solver in view of consolidating around these two codes, the project capabilities for advanced integrated multi-physics 3-D core/plant system analysis of the Swiss Nuclear Power Plants (NPPs). A base version of the coupling scheme was developed in collaboration with the S3K code developers and a first validation of the coupled TRACE/S3K code was carried out for the OECD/NEA Peach Bottom 2 Turbine Trip Test 2 (PB2 TT2) benchmark. The comparison with experimental data shows that the coupled code reproduces well the main transient phenomena as shown in Fig. 4. Further code verifications will include the simulation of a PWR MSLB international benchmark and comparison with available Swiss reactors plant data.

Advanced methodologies for plant system modeling and analyses

As mentioned previously, one of the long-term goals of the project is to establish advanced integrated (multi-physics) analysis methods for the steady-state and transient simulation of the existing and future Swiss nuclear power plants. Physical and numerical consistency of the coupling interfaces between the analysis codes at different scales and for different physics has to be ensured. With regards to the geometrical aspect of the consistency problem, a considered solution is to derive the different codes input information from a single data base (CAD model) describing the simulated system. Based on such data base, the concept would include series of code specific input data pre-processing interfaces that could generate readily and consistently the different input decks required by the simulation codes. As a path-

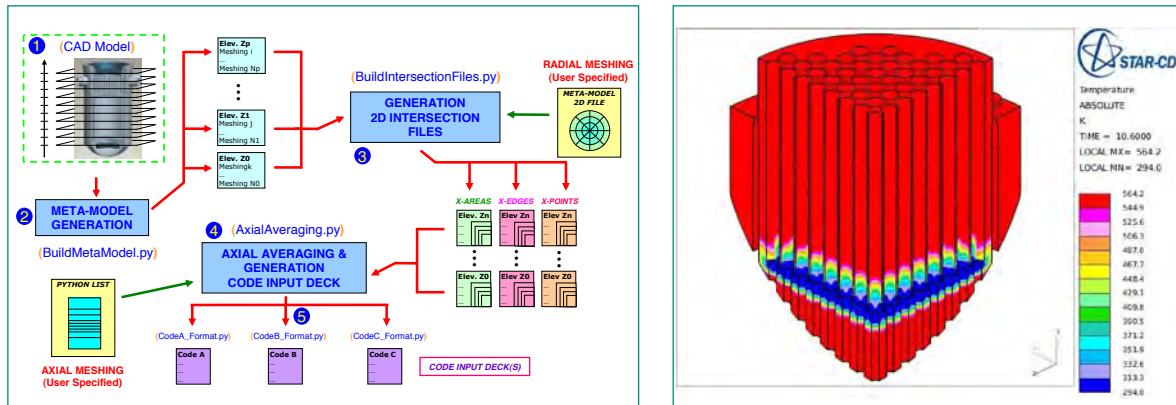


Figure 5: Architecture of a 3-D coarse mesh pre-processing tool for plant system codes (Left) and temperature distribution in KKL lower plenum computed by means of CFD (Right).

finder exercise of this envisioned approach, a prototype procedure was developed [6] to compute and generate the input deck for the TRACE thermal-hydraulic system code of a reactor pressure vessel component. The procedure starts from a set of 2-D CAD-based cross-sections describing the system geometry at different elevations and a user-specified 3-D Cylindrical meshing scheme. As a result, input data required by the code for the specified meshing are derived. A first version of this prototype pre-processor is illustrated on the left-hand side of Fig. 5 and was successfully used to generate a 3-D vessel model as part of the project's TRACE model for the EPR Reactor Pressure Vessel [7]. Related to advanced safety analyses, efforts towards probabilistic dynamics, i.e. coupled deterministic and probabilistic safety analyses, continued during the year. Among others, TRACE analyses of a MBLOCA assuming a dominant event-tree sequence and minimum specifications for success were performed in an attempt to quantify the change due to a plant modification, e.g. power uprate, on the exceedance frequency for the given event [8].

Beside best-estimate TH codes, Computational Fluid Dynamics (CFD) is finding more and more application in the nuclear field, as a satisfactory level of maturity has been achieved, at least for single-phase problems. The use of CFD can give particularly insights, for processes where 3D effects are important and for which TH-codes cannot provide correct information, with the sufficient level of detail. A CFD expertise has been built within the STARS team ([9], [10]) and first applications for nuclear power plants have been carried out for the EPR reactor [11]. Also, CFD simulations have been performed to investigate the occurrence of thermal stratification in the lower plenum of a BWR/6 reactor (KKL) during natural circulation conditions. The formation of a stratified

layer of cold water, as shown on the right hand side of Fig. 5, is caused by the cooling water of the control rod guide mechanism in the lower plenum and might take place during accidental conditions, when the main circulation pumps are tripped and natural circulation does not contribute significantly to fluid mixing. The correct prediction of thermal stratification is important for the evaluation of thermal shocks on the RPV internals.

Core modelling and steady-state analysis of the swiss reactors

The PSI Core Management System CMSYS has been established within STARS to serve as code/model integrated platform for the development and validation of reference core models of all the Swiss reactors using the state-of-the-art CASMO-4/SIMULATE-3 codes.

During 2009, CMSYS updates were performed for the PWR KKB1/KKB2 Beznau units ([12], [13]) and for the BWR Mühleberg plant (KKM). For the later, the updates were made following an On-Call requested by ENSI [14] to investigate the reasons for linear heat generation rate (LHGR) related Thermal-Limit (TLM) violations observed at several TIP measurement points for the CMSYS Cycle 29 and 30 models. Noting that thermal-limit calculations had at this stage not been part of the CMSYS core analysis methodology, a review of the TLM models and correlations was performed after that vendor data had for that purpose been made available. This allowed to eliminate the TLM violations for Cycle 29 but was not sufficient to resolve those for Cycle 30. Further studies identified as most important cause for the violations, an overestimation of the negative void reactivity feedback particularly in the upper part of the core. An overestimated negative void feedback could be caused by many different modelling aspects. However, one reason found

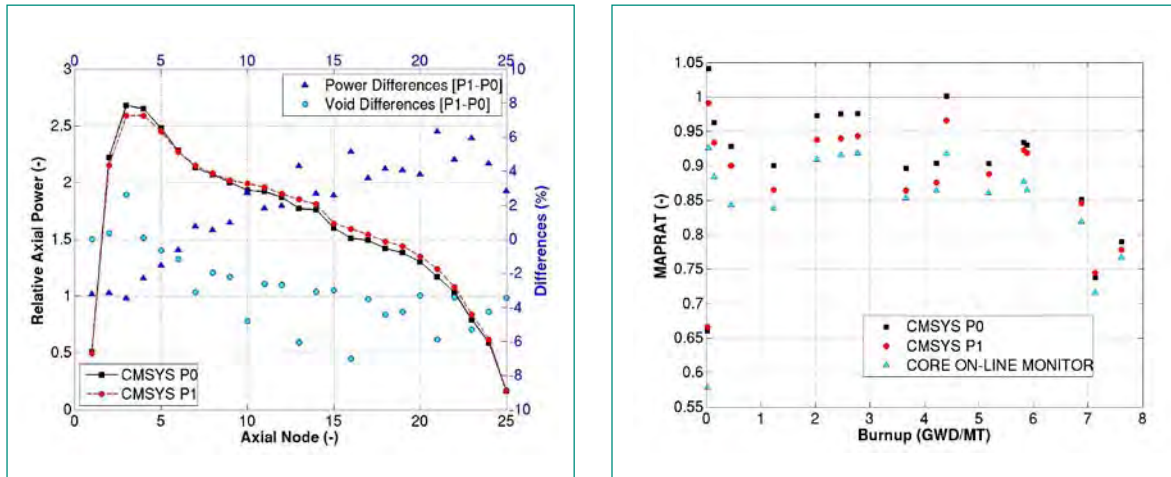


Figure 6: Effect of Spacer void Model on Axial Power/Void Distributions (Left) and Thermal Limits (Right) for Cycle 30 TIP Measurements.

here is that the special spacer-void model, which was designed to increase the void at spacers locations in order to compensate for a too small negative void coefficient in older neutron libraries, is no longer appropriate with the newer JEF-2.2 library employed for BWRs and characterised by more negative void coefficients. As can be seen on the left-hand side of Fig. 6 showing CMSYS results based on the new JEF-2.2 library, a slightly less top-peaked power distribution is obtained without the spacer-void model (P1) compared to when this model is applied (P0). This is because it reduces the upper core zone void fraction by around 4–5%. Nevertheless, this small power peaking factor reduction is sufficient to eliminate the thermal-violations of Cycle 30 as can be seen in the right hand side of Fig. 6 where the CMSYS calculated ratio between average planar LHGR and operating limit, referred to as MAPRAT, is shown with (P0) and without (P1) spacer-void model and for completeness, compared to the on-line core monitoring system. Consequently, all CMSYS models of Cycles 1-21 for the Leibstadt KKL plant were also updated in a similar manner as above, noting that moreover, the development of models for Cycles 22-24 was also initiated. Finally, the assessment of CASMO-5 as new lattice solver was started for the KKM core models and as well as to assess, using its full 2-D core modelling capabilities, the 3-D core simulator pin power reconstruction accuracy for high burnup cores.

Neutron cross-section modeling and 3-D core dynamics

A large OECD/NEA international benchmark (UAM) has been launched to attempt developing and benchmark-

ing methodologies for the quantification of uncertainties in coupled multi-physics transient analysis. Since highly relevant to STARS, the project intends to participate in this benchmark. The first major challenge relates to the development of methods for the propagation of neutron uncertainties (covariance data) in reactor physics calculations. Within STARS, the objective is to attempt for a statistical sampling of the XS covariance data but one current main limitation is that this approach is not applicable to CASMO-4, since this code uses adjusted XS libraries in binary format only accessible to the code developers. To partly overcome this, a forward direct perturbation (DP) approach has instead been established that permits, through perturbation of the XS within the code itself, to estimate first-order sensitivity coefficients and to couple these with the specified benchmark covariance data to estimate uncertainties.

Now beside uncertainties directly related to the XS data, the effects on 3-D core dynamics related to the assumptions made to model and parameterize these XS, were subject of further studies during 2009. First, this was done as part of the assessment of SIMULATE-3K as main kinetic solver for both RIAs [15] and for Main Steam Line Break Analyses [16]. Secondly, the studies [17] related to verify the code on the basis of a BWR nuclear heating transient at cold-zero-power (CZP) were continued, this time with focus on XS modelling effects on the Isothermal Temperature Coefficient (ITC) and its consequent effect on 3-D power/void distributions. For instance, as can be seen in Fig. 7, by increasing slightly the ITC through assuming no fission products (XS-B), a much better qualitative and quantitative prediction of the reactor behaviour could be obtained

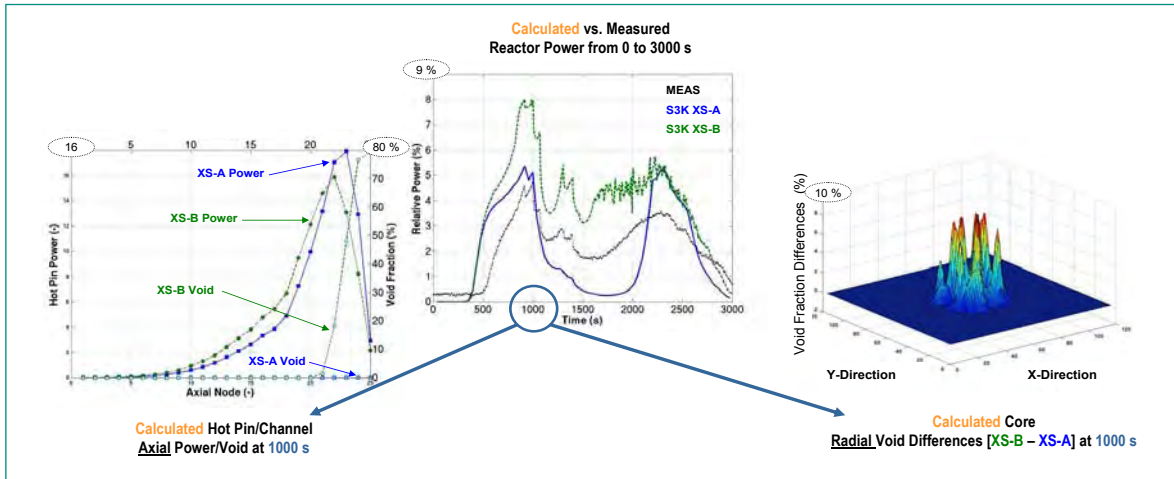


Figure 7: Sensitivity of 3-D Power from ITC Uncertainties related to XS Modelling.

compared to the previous model (XS-A) with fission products estimated according to the shutdown period. The reason is that the larger ITC with the XS-B model yields an initial power rise sufficient enough to create void which strongly affects the control rod efficiency (inserted at 1000 s) due to spectral effects, affecting thereby the remaining part of the transient simulation. At the 3-D level, it can be seen that void is produced in the very top part of the core but only with the XS-B model (Bottom-left) and this occurs (at 1000 s) mainly the central core zone (bottom-right). This analysis illustrates the strong multi-physics nature of the processes taking place in a reactor even at very cold low temperature conditions where because of very strong feedback between neutronic/thermal-hydraulics, an accurate simulation can only be done with proper accounting of the major uncertainties, here clearly shown to be related to XS data.

Fast neutron fluence analysis

Assessment of radiation exposure for the reactor pressure vessel (RPV) material in terms of the fast neutron fluence (FNF) accumulated during the reactor operation is an important part of a PWR reactor safety analysis. Within STARS, an accurate methodology for FNF estimations based on the CASMO-4/SIMULATE-3/MCNPX-2.4.0 system of codes has in previous years been developed in collaboration with swissnuclear. During 2009, the further qualification of the methodology was pursued [18] and an extension towards BWR fluence analyses initiated. And on the basis of the expertise developed so far in this area, an On-Call was requested by ENSI to perform FNF calculations for the KKB-1 RPV in the perspective of life-time extension [19]. Specific aspect of the On-Call request was to provide a comparison of the FNF predictions obtained with the PSI methodology versus the results of the vendor licensing analyses using

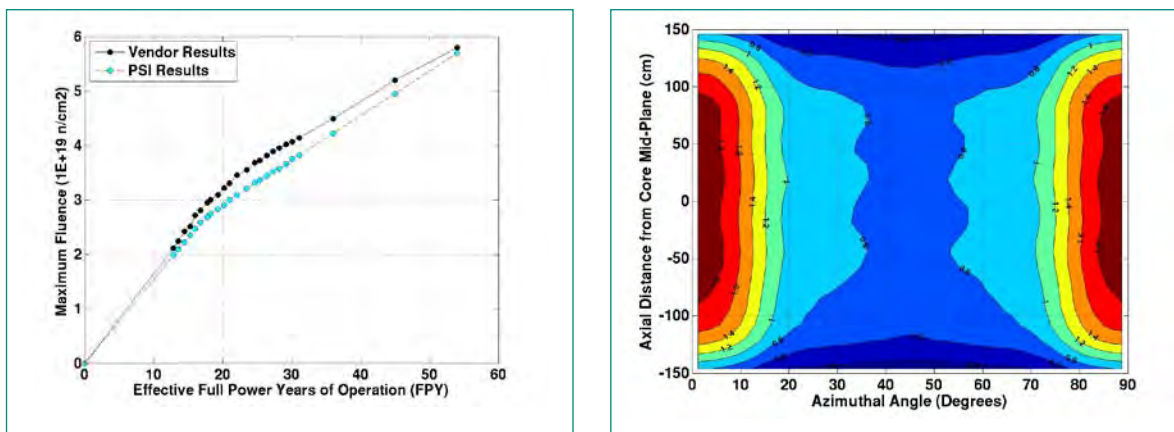


Figure 8: Comparison of Maximum Fluence (Left) and PSI Estimations of RPV Surface Distribution after 54 FPY (Right).

its own independent calculation methodology and associated dataset on KKB-1 reactor design and operation history. First as such, the neutron source cycle-by-cycle distributions used for the MCNPX neutron transport modelling were evaluated based on the existing CM-SYS CASMO-4/SIMULATE-3 models for cycles 16-35. Because the core models for the first 15 cycles are not presently available at PSI, the FNF accumulated during this first period of operation had to be estimated using extrapolation assumptions. Similarly, the maximum FNF beyond cycle 35 and up to 54 years of full power operation (FPY) was extrapolated assuming minor changes in fuel management schemes compared to the later cycles 31-35. The results obtained in that manner were compared with the vendor calculations (estimated from available reports) and a reasonably good agreement was observed as shown on the left-hand side of Fig. 8. Important to note in that context is that up to 54 FPY, the PSI analyses do not yield more penalizing estimations versus the references vendor values. Secondly, an additional objective with the PSI results was to provide FNF axial/azimuthal distribution across the RPV surface as such were required by ENSI in the context of a parallel study on Pressurized Thermal Shocks. An example of the RPV surface normalized FNF distribution, accumulated after 54 FPY according to the PSI estimations, is shown on the right-hand side of Fig. 8, indicating clearly the radial and axial regions where the highest FNF values are predicted.

Fuel Behaviour model development and assessment

The research activities within the area of fuel behaviour aim principally at enhancements related to the modelling with FALCON of fuel thermo-mechanical behaviour during base irradiation as well as for high-burnup LOCA and RIA transients. This includes on the one hand, model/method development activities and on the other hand, continuous assessment through participation in a wide range of experimental programs. During 2009, progress was achieved in many areas. Among others, FALCON analyses of HALDEN cladding lift-off [20] and CABRI experiments [21], as currently available to the project, as well as an assessment of the code for predictions of advanced PWR/BWR cladding behaviour during power ramp tests ([22], [23]) were completed. Similarly, participation in the HALDEN LOCA experimental program continued. Among others, the FRELAX sub-code, developed specifically to treat complex thermal effects related to axial fuel relocation during LOCAs, was extended with an enhanced model for axial gas flow during ballooning and post-burst phase. The FRELAX model was thereafter coupled to FALCON for analyses of the IFA-650.3/5 tests, confirming an improved accuracy. A major activity during 2009 was also to continue with the development and validation of the FALCON code coupled with the GRSW-A model [24] in the context of RIA transients. More specifically, the analysis of recent RIA tests performed at room (LS-1) and high-temperature

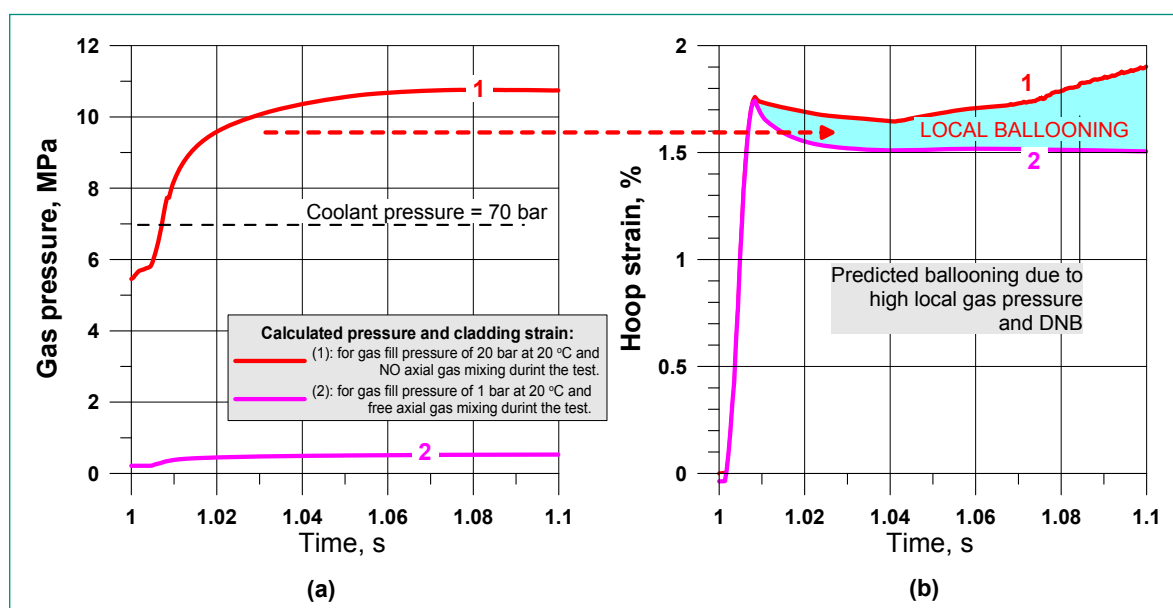


Figure 9: Calculated dynamics of internal gas pressure against cladding strain during RIA test for the different assumptions on fill-gas pressure (FALCON-PSI).

conditions (LS-2) in the research reactor NSRR (JAEA-Japan) were continued [25] to study in particular, the effects of coolant conditions (temperature and pressure), initial filling-gas pressure, power impulse width and active fuel length in LWR fuel rod during RIA transients [26]. In that context, the use of low fill-gas pressure (e.g., atmospheric pressure at RT) was studied with FALCON and shown to be a characteristic feature of the NSRR RIA tests that may defer them from the real situations feasible in a LWR. As shown on the left-hand side of Fig. 9, the calculated inner gas pressure in low-pressure test-fuel-rods remains throughout the transient tests well below the coolant pressure – both in the RT- and high-temperature -capsules. Based on a wide range of FALCON calculations using very conservative assumptions, a ballooning type deformation of the cladding is not expected under such conditions. However, further calculations show that if a higher fill-gas pressure (namely: 20 bar at RT, which is typical for a BWR fuel rod at a peak-pellet burn-up of ~ 70 MWd/kgU) is assumed, a drastic increase of the cladding strain is predicted, causing high-temperature creep (i.e., the local ballooning of the cladding) after the energy insertion, as shown on the right-hand side of Fig. 9. Moreover, as part of the FALCON analyses related to the LS-2 test, a hypothesis was put forward regarding a fast-transient specific mechanism of FGR and fuel swelling in order to address the impact on these from High-Burnup-Structures (HBS). This mechanism, assessed and checked against LS-2 test data, indicates that the normal structure (pellet centre and bulk) and not the HBS (pellet rim) contributes mostly to the transient FGR during a RIA. However, these

are only very preliminary results and therefore, further verification using a wider range of experimental data remains highly necessary.

Fuel modelling studies of cladding failures in KKG Cycle 29

Fuel damage (e.g. primary cracks and cladding fretting/wear, along with secondary fissures) has been observed in KKG fuel during Cycle 29. Although the reasons for this are not yet fully understood, a significant local cladding shrinkage was also observed in some of fuel rods with moderate burnups (i.e. 2 cycles of operation). On the basis of the project fuel behaviour expertise developed as part of the R&D activities mentioned previously, an On-Call was requested by ENSI [27] with the objective to perform numerical studies to investigate if eventual deviations in local parameter characteristics could cause such a significant cladding shrinkage as observed at KKG and if such deviations could in turn result in cladding failures.

To this end, a number of hypothetical assumptions, regarding local deviations of the pellet parameters and cladding thermal conditions were considered. To start, an eventual physical absence of a pellet or an incidental presence of a low-enrichment (or totally inactive) pellet were assumed but the FALCON analyses out-ruled these as plausible causes. The results, as illustrated in Fig. 10, showed indeed that before reaching very high burnups, local prominences (regions with a larger diameter) would have been observed along with the regions of cladding shrinkage.

And this was not the case according to the vendor documents made available at the time of the present study. Among other assumptions considered, an excessive densification of singular fuel pellets and/or local overheating of the cladding, accompanied by an increase in the cladding creep rate, were studied with FALCON. And in both these cases, it was found that a significant cladding shrinkage could indeed be obtained at burnups similar to the affected rods. On that basis, an additional study was carried out to investigate if these local features identified as plausible causes for the shrinkage, could have resulted in cladding failures. In that context, it was found that cladding overheating and, as a result an enhanced creep-down rate, could result in a considerable aggravation of the critical characteristics of fuel rod behaviour during the power ramp. A recommendation on the reduction of the limit-power-ramp-level was finally proposed as a possible countermeasure. The applied methodology to quantify such reduction was

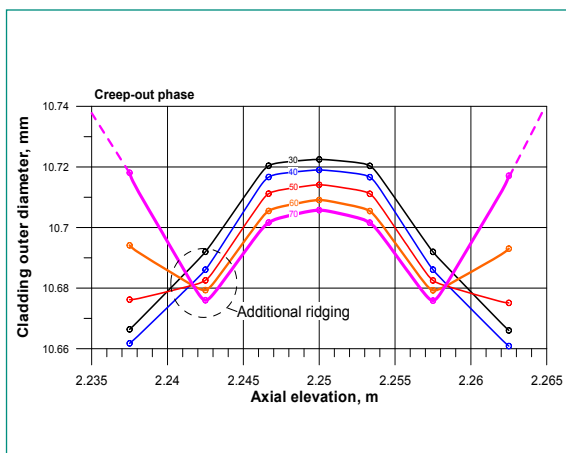


Figure 10: Calculated evolution of cladding outer diameter profile around a hypothetical missing pellet region for the stabilized creep-out phase.

also presented, noting that it could later serve as basis to modify an existing operation criterion relating to the limiting power ramp level.

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 and departments 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 challenging 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 2009 and Perspectives for 2010

Most of the objectives set for 2009 were achieved as planned without affecting the project ability to also perform the On-Calls requested during the year by ENSI, including the realisation on short-notice of a training course. Along with this, the project team was also involved during 2009 in a substantial revision and update of its quality management system PMS, which was successfully certified according to ISO 9001:2008 in July 2009 with no major recommendations for enhancements by SQS, the certifying body. The only significant deviation from the objectives concerns the NURISP project where no substantial progress could be achieved. However, this is mainly due to the non-availability of the NURISP codes which in most cases, are planned to be distributed by the consortium organisations only during 2010.

Concerning the perspectives for 2010, the starting point is to renew the two contracts with ENSI consisting of a Scientific Support and an R&D contract. On that basis, the technical objectives of the project are 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

Publications

- [1] *K. Nikitin, A. Manera*: Development of a KKL TRACE input deck, including its verification and validation, PSI Technical Report TM-41-09-05, 2009.
- [2] *K. Nikitin, A. Manera*: On-call – KKL SEHR-ADS, Nachrechnung mit TRACE, PSI Technical Report TM-41-09-01, 2009.
- [3] *A. Manera*: ENSI On-call 4/2009 – Review of the AREVA methodology applied for the determination of the mixing conditions and resulting temperature distributions under PTS events for KKB I and II – Part 1, PSI Technical Report TM-41-09-14, 2009.
- [4] *J. Freixa, A. Manera*: TRACE and RELAP5 Thermal-Hydraulic Analysis on Boron Dilution Tests at the PKL Facility, Proc. 13th Int. Topical. Meetg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics NURETH-13, Kanazawa, Japan, September 27 – October 2, 2009.
- [5] *K. Nikitin, A. Manera*: Simulation of Reflood Experiments using the Best-Estimate Thermal-Hydraulic Code TRACE, Proc. 13th Int. Topical. Meetg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics NURETH-13, Kanazawa, Japan, September 27 – October 2, 2009.
- [6] *O. Zerkak*: Development of a TRACE 3-D VESSEL Component describing the EPR Reactor Pressure Vessel, PSI Technical Report TM-41-09-04, 2009.
- [7] *J. Freixa, T-W. Kim*: TRACE Nodalization Description of the Olkiluoto 3 European Pressurizer Reactor, PSI Technical Report TM-41-09-17, 2009.
- [8] *T-W. Kim, A. Manera, M.A. Zimmermann, V.N. Dang*: Effect of Power Uprate on Exceedance Frequency during MBLOCA with Minimum Specifications for Success, Proc. 13th Int. Topical. Meetg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics NURETH-13, Kanazawa, Japan, September 27 – October 2, 2009.
- [9] *D. Bertolotto, A. Manera, S. Frey, H-M. Prasser, R. Chawla*: Single-Phase Mixing Studies by means of a Directly Coupled CFD/System-code Tool, Annals of Nuclear Energy 36(3), 310-316, 2009.
- [10] *A. Manera, H.-M. Prasser, R. Lechner, T. Frank*: Toward the prediction of temperature fluctuations by means of steady RANS for the estimation of thermal fatigue, Proc. 13th Int. Topical. Meetg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics NURETH-13, Kanazawa, Japan, September 27 – October 2, 2009.
- [11] *V. Petrov, A. Manera*: Development of a CFD model for the EPR pressure vessel, PSI Technical Report TM-41-09-16, 2009.
- [12] *W. Wieselquist*: Core Modelling and Analysis of KKB1 Cycle 36 within CMSYS, PSI Technical Report TM-41-09-13 (June 2009).
- [13] *W. Wieselquist*: Core Modelling and Analysis of KKB2 Cycle 34 using CMSYS, PSI Technical Report TM-41-09-21 (September 2009).
- [14] *H. Ferroukhi*: On-call: Study of Thermal-Limits for KKM Core Analysis, PSI Technical Report TM-41-09-11 (June 2009)
- [15] *H. Ferroukhi, M.A. Zimmermann*: Study of the PWR REA Pulse Width for Realistic UO₂ and MOX Core Designs using 3-D Kinetics, Annals of Nuclear Energy, Volume 36, Issue 8, pp. 1170–1183, August 2009.
- [16] *H. Ferroukhi, O. Zerkak, R. Chawla*: Cross-Section Modelling Effects on Pressurised Water Reactor Main Steam Line Break Analyses, Annals of Nuclear Energy, Volume 36, Issue 8, pp. 1184–1200, August 2009.
- [17] *K. Hofer*: Nuclear Heating Event for KKL EOC20 Startup Event with SIMULATE-3K, PSI Technical Report TM-41-09-15 (December 2009).
- [18] *A. Vasiliev*: Calculation of the H.B. Robinson-2 Pressure Vessel Benchmark with the MCNPX-2.4.0 code and JEFF-3.1 Neutron Data Library, PSI Technical Report TM-41-08-18 (March 2009).
- [19] *A. Vasiliev, W. Wieselquist, E. Kolbe*: Fast neutron fluence analysis for the KKB-1 RPV with the CASMO/SIMULATE/MCNPX system of codes for verification of life time assessment studies, PSI Technical Report TM-41-09-12 (September 2009).
- [20] *R. Stoenescu*: Modelling Results for the Cladding Lift-Off Experiment IFA-610.10, PSI Technical Report TM-41-08-15 (March 2009).
- [21] *R. Stoenescu*: FALCON Modelling of Fast Transients within the CABRI Programme, PSI Technical Report TM-41-08-14 (March 2009).
- [22] *G.A. Khvostov, M.A. Zimmermann*: Analysis of thermo-mechanical characteristics of KKL BWR High Burn-up Fuel During the Base Irradiation and Power Ramps Conducted within the SCIP Project using the FALCON code, PSI Technical Report TM-41-08-07 (June 2009).
- [23] *L.E. Herranz, I. Vallejo, G. Khvostov, J. Sercombe, G. Zhou*: Insights into Fuel Rod Performance Codes during RAMPS; Results of a Code Benchmark based on the SCIP project, Proc. TOP FUEL '09, Paris, France, September 6–10, 2009.
- [24] *G. Khvostov*: A Dynamic Model for Fission Gas Release and Gaseous Swelling Integrated into the FALCON Fuel Analysis and Licensing Code, Proc. TOP FUEL '09, Paris, France, September 6–10, 2009.

- [25] G. A. Khvostov, M. A. Zimmermann: Analysis of the BWR KKL high-burnup fuel behaviour during the LS-1 RIA-simulating test using the FALCON code, PSI Technical Report TM-41-09-08 (June 2009).
- [26] G. Khvostov, M.A. Zimmermann, G. Ledergerber: Parametric Study of Fuel Rod Behaviour during the RIA Using the Modified FALCON Code, Proc. OECD/NEA Workshop on Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity Initiated Accidents, Paris, France, September 9–11, 2009.
- [27] G. Khvostov: Analysis of fuel rod thermo-mechanical behaviour in relation to the fuel failures in Cycle-29 of the PWR KKG, PSI Technical Report TM-41-09-22, November 2009.

Development and Assessment Program for the MELCOR Code

Author and Co-Author(s)	Jon Birchley and Yehong Liao
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	056 310 2724, jonathan.birchley@psi.ch, http://www.psi.ch/
Duration of project	March 21, 2009 to February 21, 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 effects experiments carried out at KIT. Implementation into MELCOR, and assessment against independent separate-effects and integral data, are underway. In parallel, PSI are participating in the OECD Sandia Fuel Project (SFP), in which a series of experiments is being performed by SNL using prototypic materials and full-scale fuel assemblies are 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 Laboratories 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 Karlsruhe 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 liefern für die Verifizierung des am PSI entwickelten Oxidationsmodells. 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], or 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 1.8.5 [6] has been the main production code until now, while version 1.8.6 [7] has undergone assessment and development at PSI during the last few years. MELCOR is supported by SCDAP-based codes [8], [9], for more detailed treatment of thermal hydraulics and core degradation. The modelling of air ingress in MELCOR is not sufficient to capture all aspects of the phenomena associated with accelerated oxidation in air.

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 [10], namely a review of relevant experimental data and models, and the development and assessment of an improved Zircaloy/air oxidation model intended for use in MELCOR. 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) [11], 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 modelling activities during the first year of the present PSI-ENSI collaboration [12], which concentrate mostly on its implementation within MELCOR. Also included here is an update of the status of the database as a result of continuing experimental efforts. 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 [13], and TOP-SAFE2008 [14]. Since then separate effects experiments at KIT [15] have continued, extending the existing database [16] to cover alternative cladding materials and transient temperature conditions. The recent experiments also compare the oxidation behaviour under isothermal and transient conditions. Figure 1 shows the effect of different temperature regimes and shows the finite time required for breakaway to become established.

Results from tests conducted with a thermal step show the different oxidation behaviour below and above 1000 °C. A layered, fragile oxide scale forms in the

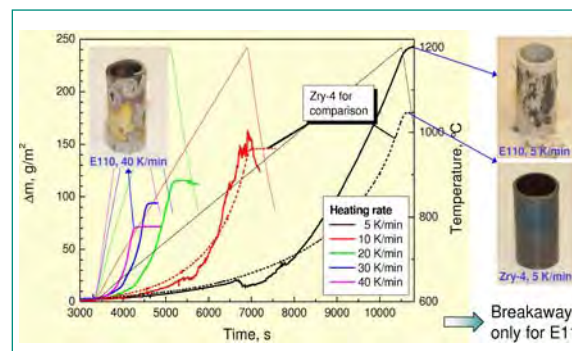


Figure 1: Effect of temperature ramp rate on oxidation in steam – breakaway occurs on E110 at 5 and 10 K/min only [15].

monoclinic phase regime of ZrO_2 at the lower temperature, while a columnar, more robust oxide forms in the tetragonal phase regime at the higher temperature. The increased temperature can partially reverse the breakaway with transition back to quasi-parabolic kinetics. Parallel experimental studies (MOZART) have been performed by IRSN in the frame of ISTP [17]. Recent experiments by AEKI on air oxidation of E110 cladding [18] show that a quasi-cyclic growth and breakaway can occur. Figure 2 demonstrates this dynamic character of the breakaway process.

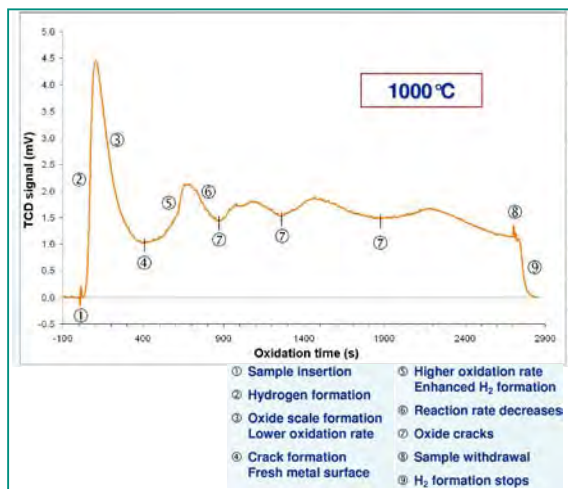


Figure 2: Cyclic evolution of hydrogen concentration during post-breakaway oxidation [18] of E110 sample at 1000 °C.

The ITSC PARAMETER air ingress experiment SF4 [19] was conducted during 2009. SF4 was an approximate counterpart to QUENCH-10 [20], 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. Planning support was coordinated between IBRAE Russian Academy of Science, EDF, GRS, Kurchatov Institute, KIT, with PSI as the lead organisation in this effort.

Model development and assessment in other codes

The status of model development was recently summarised in a paper to ERMSAR2009 [21]. The codes differ in the level of detail, corresponding with their overall philosophy. All the codes consider breakaway effects. Development has continued at a low level of effort during the past year, with the introduction of models for oxidation and nitriding within ATHLET [22] and ICARE/

CATHARE [23]. The ATHLET model has been validated against the KIT separate effects tests with pure nitrogen, but a model for nitriding of pre-oxidised cladding has yet to be developed.

The treatment in MAAP4 [24] follows the code's philosophy of fast-running, simplified modelling in keeping with PSA level 2 studies. Linear or parabolic behaviour may be selected for the post-transition behaviour.

An *ad hoc* model for breakaway was developed by SNL based on a Larson-Miller time to failure approach and empirically fitted to the Argonne separate effects test data [25] at temperatures up to 800 °C. It was included as a trial model in MELCOR 1.8.6 and later versions, but there is little published documentation or validation.

Current status of model development

The model concept, formulation and developmental status were described in some detail in the 2008 report [10]. The model development and testing have been

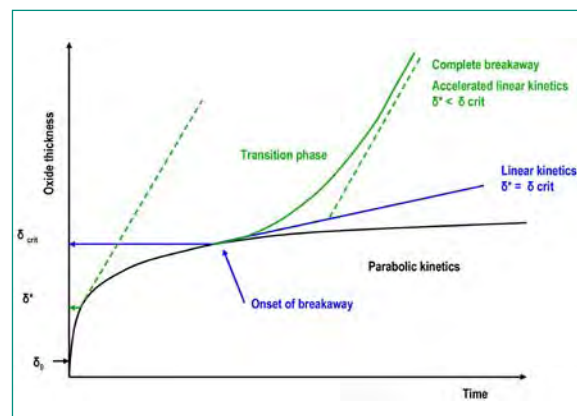


Figure 3: Schematic of accelerating kinetics during transition to breakaway oxidation.

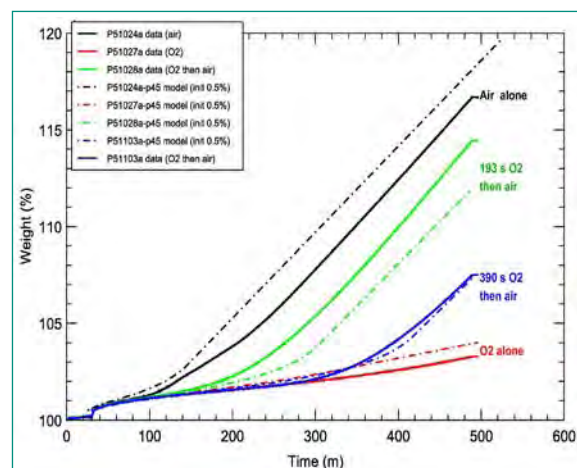


Figure 4: Comparison of PSI model with KIT test results in oxygen and air ($T = 800$ °C) [10].

completed with some modification of the treatment of breakaway. The status was described in a paper presented at a workshop on high temperature behaviour of fuel held in Moscow [26] and at the NRC-led CSARP meeting [27]. 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. The effect of this modification is indicated schematically in figure 3 and enables the observed acceleration to be captured, as shown in figure 4. This seeks to capture the progressive transition demonstrated by the KIT results.

The model is now being implemented in MELCOR. 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 the 2008 progress report it was stated the model would be implemented into MELCOR 2.1 which is still undergoing development. However, the new code version is not yet mature enough to warrant introduction of the new model. In the meantime the model is being implemented into MELCOR 1.8.6, which is likely to remain the target production version for some time. Implementation in MELCOR 2.1 will be performed later, ideally by SNL. It is anticipated that PSI will complete the implementation in MELCOR 1.8.6 in the near future and will participate in the implementation in MELCOR 2.1. The next stage of validation effort will perform assessments against independent separate effects data from other sources, chiefly IRSN MOZART tests, and integral transient tests, QUENCH-10, PARAMETER SF4, OECD SFP and possibly CODEX AIT. Integral simulations will be performed with full MELCOR code, to give confidence in application to reactor and fuel pond transients.

Potential model extensions

The separate-effects tests performed at KIT 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 KIT 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 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 5.

At the first meeting of the Programme Review and Management Board of the OECD SFP project, Paris, July 2009, the US NRC promised to provide basic information before the end of 2009 regarding how MELCOR calculations were set up for the BWR cases, in particular how the nodalisation was done.

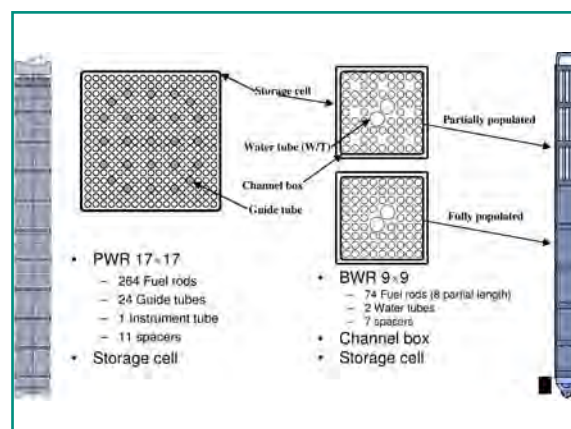


Figure 5: Schematic of BWR and PWR geometry differences [17].

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 will continue for another 4 years. The provisions of SARNET allow access to the data from the Institute of Nuclear Research Pitesti, Romania (referenced in previous reports), and Forschungszentrum Karlsruhe, Germany. 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 (IRSN-PSI contract dated 28.3.2006). Access to the ISTC programme [28] is available by contract between PSI and ISTC on a project-by-project basis. 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 2009 and Perspectives for 2010

Progress continued at a low level of effort, concentrating mainly on the implementation into MELCOR. Separate, though closely related effort on planning support to the PARAMETER SF4 air ingress experiment was significant, involving close coordination between several organisations and leading to the successful conduct of a very challenging experiment. Interpretation of the results of the separate-effects experiments on which the new PSI model is based, especially concerning transition to breakaway has been more

difficult than expected. The model exhibits a degree of sensitivity to the exact values used to specify the conditions for onset of breakaway and rate of transition, and this reflects the apparent stochastic nature of the process. This difficulty is worsened in tests at higher temperatures, i.e. above 1200 °C, where a significant oxidation heat results in locally elevated temperatures. Adjustments may be needed when the model is assessed against independent data, including integral experiments.

Concerning implementation into MELCOR, USNRC have indicated [29] that MELCOR 1.8.6 is frozen, while version 2.1 is the current version undergoing beta-testing and subject to minor model development. In any case implementation of a new PSI model will require active cooperation with the USNRC and Sandia National Laboratories to decide on division of the work, testing, documentation, quality assurance and other matters. Thus some negotiation will be needed for implementation to proceed. It is stressed that if the model is to be used in the long term, it is necessary that SNL adopt the model as part of MELCOR 2, and maintain its implementation status.

The OECD SFP project is in the early phase of design work and acquisition of experiment parts. The test plan for Phase 1 on axial heating and fire propagation within a single fuel assembly will be issued by Sandia National Laboratories and commented by the Programme Review Group before 2009. The delivery of the BWR test Final Report, the BWR test data files, including assembly geometry data, possibly also MELCOR input deck, was expected to complete before the end of 2009. The OECD SFP Phase 1 Quick Look Report will be delivered in the second quarter of 2010 and the final Phase 1 Test Report at the end of 2010. The test plan for Phase 2 on radial heating and burn propagation will be issued at the end of 2010. The second Programme Review Group and Management Board meeting was scheduled for the week of 19th of April 2010 at SNL.

Publications

PSI authored papers concerning modelling of air oxidation of Zircaloy presented at the Moscow workshop on fuel behaviour [26] and the NRC-led CSARP meeting [27]. A detailed contribution was also made to the SARNET final report on corium matters [30], which is now published.

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
FZK	Forschungszentrum Karlsruhe
GRS	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sécurité 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
SFP	Sandia Fuel Project
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.

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 1.8.5, USNRC NUREG/CR 6119 Rev. 2, SAND2000-2417, Sandia National Laboratories, October 2000.
- [7] 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.
- [8] 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.
- [9] Innovative Systems Software: RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4 Code Manual, Idaho Falls, USA, 2003.
- [10] T. J. Haste and J. Birchley: Code Assessment Programme for MELCOR1.8.6, Contribution to HSK 2007 Annual Research and Experience Report – Erfahrungs- und Forschungsbericht, HSK-AN-6502, ISSN 1661-2884, April 2008.
- [11] 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.
- [12] 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.
- [13] 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 Re-

- view Meeting on Severe Accident Research (ERM-SAR-2008), Nesseber, Bulgaria, 23–25 September 2008.
- [14] *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.
- [15] *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
- [16] *M. Steinbrueck*: Oxidation of Zirconium Alloys in Oxygen at High Temperatures up to 1600 °C, Oxidation of Metals, Volume 70, pp. 317–329, 2008.
- [17] *Ch. Duriez, T. Dupont, B. Schmet and F. Enoch*: Zircaloy-4 and M5® High Temperature Oxidation and Nitriding in Air, J. Nuclear Materials, Volume 380, pp. 30–45, 2008.
- [18] *E. Perez-Feró, T. Novotny, A. Pintér Csordás, N. Vér, L. Matus*: Steam Oxidation Experiments for Study of Breakaway Phenomena on Zirconium Surface, 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.
- [19] *T. Yudina*: Comparison results of pretest PARAMETER-SF4 Numerical Modelling, 15th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 3–5 November, 2009
- [20] *G. Schanz et al.*: Results of the QUENCH-10 Experiment on Air Ingress, Forschungszentrum Karlsruhe Report FZKA 7087, May 2006.
- [21] *C. Bals, E. Beuzet, J. Birchley, O. Coindreau, S. Ederli, T. Haste, T. Hollands, M. K. Koch, J.-S. Lamy and K. Trambauer*: Modelling of Accelerated Cladding Degradation in Air for Severe Accident Codes, The 3rd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2008), Nesseber, Bulgaria, 23–25 September 2008.
- [22] *Th. Hollands and M.K. Koch*: Modelling of the Nitrogen Reaction during Air-Ingress: First Results, 14th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 4–6 November, 2008.
- [23] *O. Coindreau and S. Ederli*: Air Oxidation Modelling in ICARE/CATHARE: A First Improvement, IRSN report SEMCA-2007-115, 2007.
- [24] *S. Bachere and F. Duplat*: MAAP Code Description and Validation, EdF Report ENTEAG030096A, 2005.
- [25] *K. Natesan and W. K. Soppet*: Air Oxidation Kinetics for Zr-based Alloys, USNRC NUREG/CR-5846, ANL-03/32, June 2004.
- [26] *J. Birchley and T. Haste*: Modelling of Zircaloy Oxidation in Air (full paper available), 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.
- [27] *J. Birchley and T. Haste*: Modelling of Zircaloy Oxidation in Air (abstract only) Cooperative Severe Accident Research Programme (CSARP) meeting, Bethesda, Maryland, USA, September 2008.
- [28] *V. Nalivaev*: Fuel Assemblies under Severe Accidents #3690, International Science and Technology Centre, December 2007.
- [29] *L. Humphries*: MELCOR Status, Assessment and QA, Cooperative Severe Accident Research Programme (CSARP) meeting, Bethesda, Maryland, USA, September 2008.
- [30] *C. Journeau et al.*: Final synthesis of SARNET Corium Activities, SARNET-CORIUM-D120, Contract FI60-CT.

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, C.T. Tran, L.X. Li, F. Cadinu
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, 2009 to December 31, 2009

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 2009 substantial advances and new insights into physical mechanisms were gained for: (i) the methodologies to assess the efficiency of control rod guide tube (CRGT) cooling; (ii) the debris agglomeration, morphology and self-organization in the debris bed shape formation; (iii) the friction laws of a particulate bed packed with multi-size particles; and (iv) the effect of binary oxides mixture's pro-

erties on steam explosion. Method for coupling of ECM/PECM models with RELAP5 was developed to enhance predictive fidelity for melt pool heat transfer. MELCOR was employed to examine the CRGT cooling efficiency by considering an entire accident scenario. First-of-a-kind systematic data on debris agglomeration was obtained in the DEFOR-A experiments. New conservative-mechanistic approach to predict mass fraction of agglomerated debris is proposed. POMECO-FL experimental data suggest that for a particulate bed packed with multi-size particles, the effective particle diameter can be represented by the area mean diameter of the particles, while at high velocity ($Re > 7$) the effective particle diameter is closer to the length mean diameter. The pressure drop of two-phase flow through the particulate bed can be predicted by Reed's model. The steam explosion experiments performed at high melt superheat (> 200 °C) using oxidic mixture of WO_3 -CaO didn't detect an apparent difference in steam explosion energetics and preconditioning 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 utility), 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 relations and interactions among the research topics are as shown in Fig. 1, based on a risk oriented approach for resolution of the issues. The research focus is to identify the weakest links in the picture and to reduce uncertainties in quantification of (i) in-vessel corium coolability which provides the limiting boundary conditions (reactor vessel failure mode and timing, co-

rium 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 2009. 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 [1-20] 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 (Fig. 1), with the goal being to assess possibility of in-vessel retention and to 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

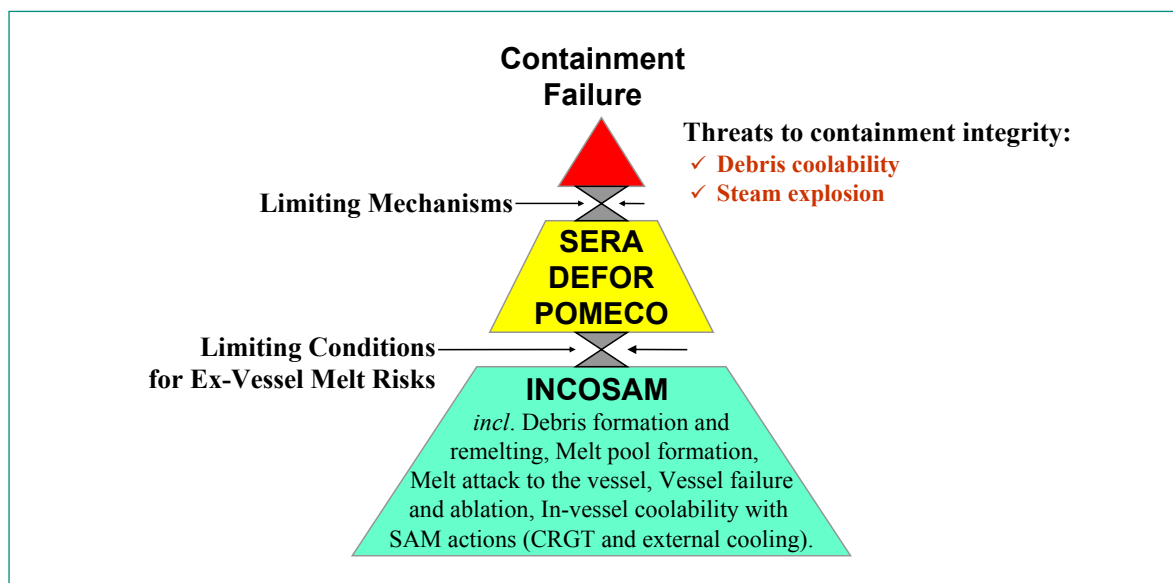


Figure 1: Severe accident research activities at KTH during 2009–2011.

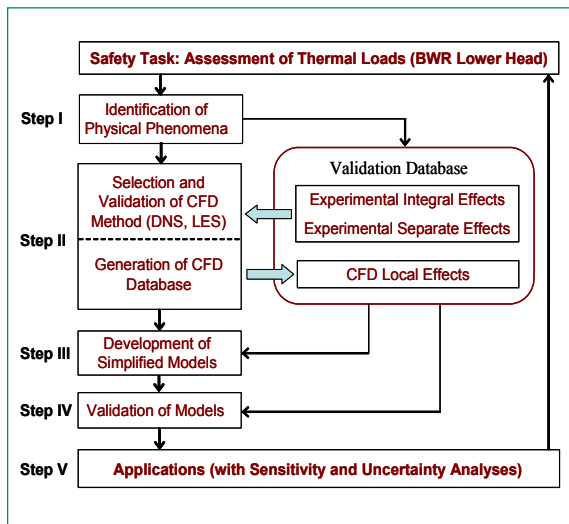


Figure 2: A framework for development, validation and application of analysis methods for core melt pool heat transfer in a BWR lower head.

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 2009 is placed on development and validation of computationally efficient approach to numerical analysis of molten corium coolability in a BWR lower head [1–5].

Corium coolability simulation is typical of a wide spectrum of safety analysis tasks where, on the one hand,

direct application of high-resolution (CFD) methods is not feasible, and, on the other hand, local effects not resolved in a lumped volume type approach may have safety significance. The approach advocated in this work is to develop advanced methods that bridge the experiments and CFD to safety analysis. Such methods must be computationally-affordable and sufficiently-accurate in capturing key physics and predicting safety-significant parameters. Fig. 2 exhibits the framework for development, validation and application of analysis methods for the BWR corium coolability problem. At the center of this framework is a simplified model, named Effective Convectivity Model (ECM) that possesses an intermediate level of fidelity, compared to the lumped parameter and the CFD methods [5].

The technical basis of the ECM and the PECM methods and their implementation in a software package are documented in [3]. Thorough validation of the ECM/PECM methods against matrix of relevant experimental and CFD generated data is presented in [4-5].

Further work on extension and enhancement of the ECM/PECM predictive capabilities is discussed in [1-2]. ECM/PECM models for simulations of molten metal layer heat transfer are developed in [2] for consideration of scenario with stratified melt pool heat transfer with CRGT cooling. The PECM simulation results revealed no focusing effect in the metal layer on top of a debris pool formed in a BWR lower plenum [2] in presence of CRGT cooling. On the other hand, very high heat fluxes were obtained on the surface of the CRGTs during rapid solidification of the metal layer. The reason for that was

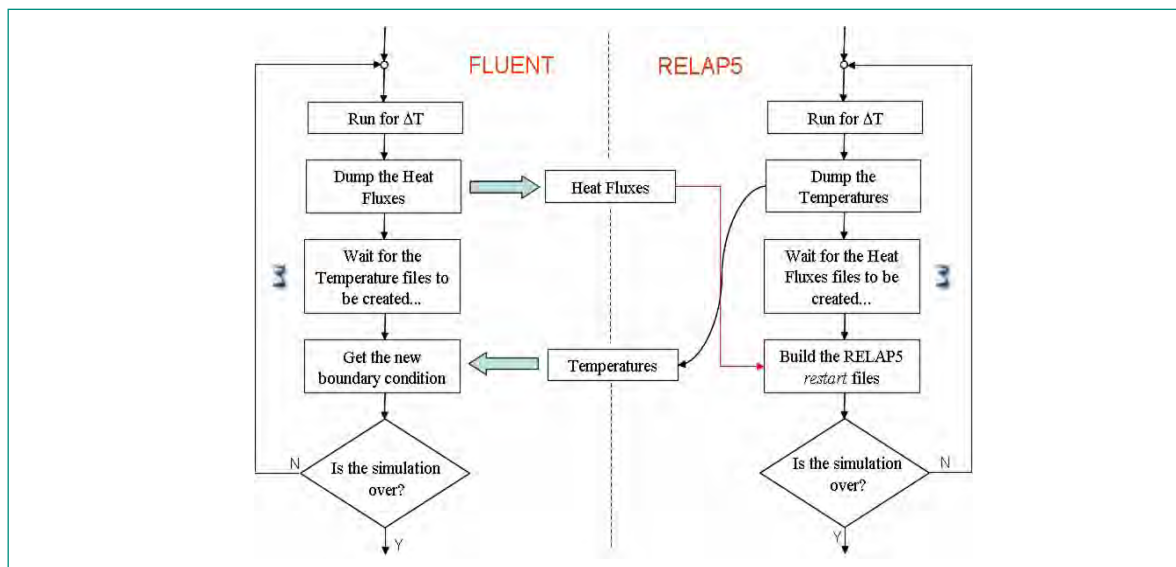


Figure 3: Implementation of the ECM/RELAP5 coupling scheme.

fixed temperature boundary condition on the inner side of the CRGTs [2] which didn't take into account properly feedback between inner and outer heat transfers in this particular case. In order to capture this feedback, a method has been developed [1] for coupled simulations of the melt pool heat transfer (with PECM model) and the flow and heat transfer inside the CRGTs (with the system thermal-hydraulic code RELAP5). The PECM model of the metal layer heat transfer, implemented on the base of the CFD code Fluent, calculates the transient heat fluxes on the CRGTs walls to be used, as a boundary condition, by RELAP5. Conversely, RELAP5 provides the temperature of the CRGTs external wall as a boundary condition for the simulation of the core melt heat transfer [1]. The coupling between the two codes, which run concurrently, is performed by a scripting interface that organizes the exchange of information at each time step of the PECM simulation (Fig. 3).

Coupled PECM/RELAP5 simulations results suggest that even in the case of remote, hypothetically bounding scenario of initially hot (2000 K) heterogeneous melt pool configuration, with liquid metal layer floating atop of a debris bed, just a fourfold increase of the standard mass flow rate of the CRGT flow appears to be sufficient to prevent CRGT creep.

Investigation of efficiency of the CRGT cooling at different flow rates and different timing of the flow activation after beginning of the accident was performed with MELCOR code [6]. It was predicted that core degradation speed, mass of relocated core melt materials

and timing of vessel failure are significantly affected by the activation time and flow rate of CRGT cooling.

2. Progress in DEFOR Activity

The goal of the DEFOR research is to fill the gap in contemporary knowledge about the phenomena of the debris bed formation obtained as a result of fuel coolant interaction. The DEFOR program aims at reduction and quantification of uncertainties in the prototypical debris bed properties important for coolability. Physical phenomena involved in the debris bed formation are extremely complex (Fig. 4) with numerous feedbacks. Adequate complexity is required in the approach (Fig. 4) to solution of the problem (see also [7-17]). The main idea of the approach is to separate complex process in a set of separate effect phenomena, study them experimentally and analytically, develop and validate simulation tools and then use them in order to capture the feedbacks between different phenomena at plant scale behavior to predict prototypical properties (Fig. 4).

Focus of the DEFOR research in 2009 was on quantification of the following debris bed properties central for coolability of the bed:

- Spatial configuration of the bed [7-8, 14-16]
- Porosity [7, 9]
- Particle size distribution [8, 13]
- Particle morphology [7, 9, 17]
- Debris agglomeration [7-8, 11-13]

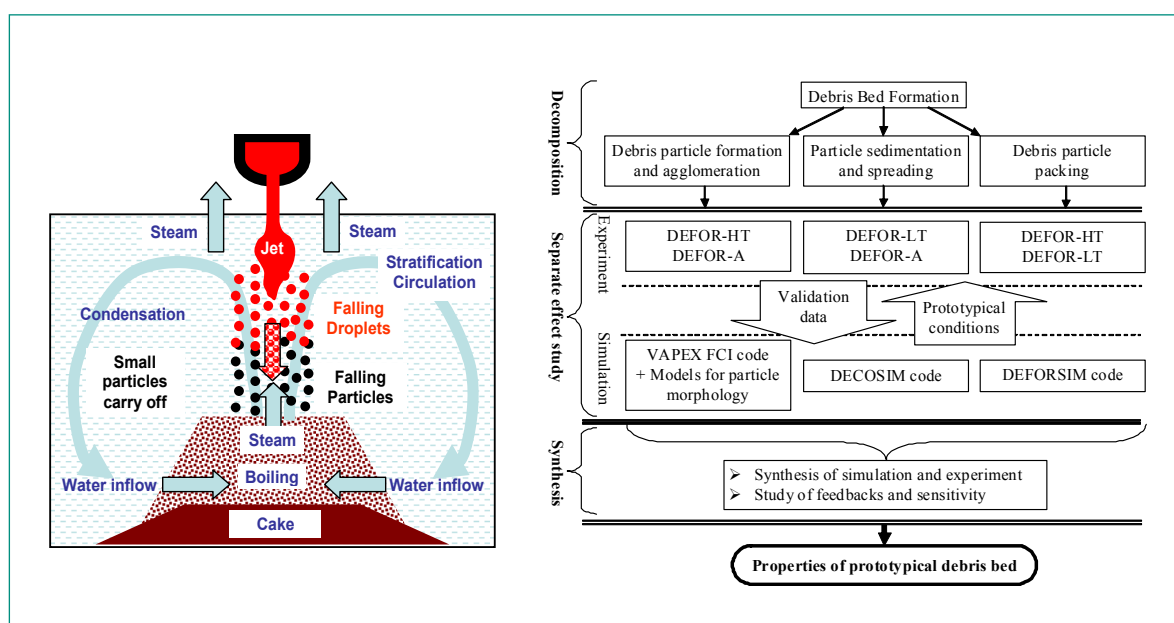


Figure 4: The DEFOR phenomena and research approach.

Brief summary of most important DEFOR findings and achievements is as follows:

First of a kind systematic experimental data on the debris agglomeration as a function of water pool depth was obtained in the DEFOR-A experiment [13]. Size distribution of the debris obtained in the DEFORA experiment are found to be quite close to the size distributions obtained in the FARO tests with real corium. Results of eight DEFOR-A experiments performed with debris catchers installed at 4 different elevations in the test section suggest that fraction of the agglomerated debris reduces rapidly with the water depth [8, 13].

An approach to predict mass fraction of agglomerated debris is proposed on the basis of VAPEX FCI code [10]. 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 [11-12]. Fast reduction of the mass fraction of agglomerated debris with the pool depth is also predicted at prototypical conditions of corium-coolant interaction [12].

In general, the results of the DEFOR-A [7, 13] experiments confirms DEFOR-S [9] findings about influence of debris morphology on the porosity of the debris bed. An analytical approach is proposed in [7, 17] for development of the debris morphology map with taking into account intrinsic uncertainties in the particle formation phenomena. Good qualitative agreement with the DEFOR experimental data is reported. Further reduction of uncertainty requires more precise measurements of physico-mechanical properties of the simulant materials used in the DEFOR experiment.

DECOSIM code is developed and applied for investigation of different feedbacks and self-organization processes in the debris bed formation and coolability [7-8, 14-16]. Among the problems addressed with the DECOSIM code are:

- Self spreading of the bed in a gradual melt release mode and its influence on the debris bed vertical and radial inhomogeneities.
- Influence of spatial configuration, system pressure, encapsulated porosity and debris agglomeration on the coolability.

3. Progress in POMEKO Activity

The objective of POMEKO activity is to reduce the uncertainties in coolability assessment of a debris bed formed in fuel-coolant interactions (FCI) during a postulated se-

vere accident of LWRs. While the focus of DEFOR activity is to characterize such debris bed, the influences of the bed's characteristics (prototypicalities) on coolability is addressed in POMEKO research [18].

During 2009 a test facility named POMEKO-FL was designed and set up to investigate the friction laws of adiabatic single and two-phase flow through particulate beds which have the characteristics of the prototypical debris bed, such as multiple sizes and irregular shapes. Another new facility called POMEKO-HT [8] is designed and under construction to investigate the coolability of volumetrically-heated particle beds with similar characteristics as in POMEKO-FL beds.

The POMEKO-FL test section accommodating the particulate beds is made of a Plexiglas pipe of 90 mm inside diameter and 635 mm height. The emphasis of the present study is placed on quantification of effective particle diameter of a particulate bed packed with multi-diameter spheres. Pressure drops are measured for single-phase (water/air) flow through the packed beds with various combinations of spheres, and the effective particle diameters of the beds are obtained based on the pressure gradients and Ergun's equation. Friction laws of two-phase (water-air) flow in the packed beds were also investigated.

For the qualification of the test facility and its measurement system, frictional pressure drops were measured for single-phase flow through three beds packed with single-size glass spheres of diameter 1.5, 3 and 6 mm, respectively. The measured data are well predicted by Ergun's equation which is generally accepted for friction prediction of porous beds. The experimentation and instrumentation can be ensured by the good agreement. The particles used in the beds are glass spheres, with the diameter ranging from 0.7mm to 10mm. The particulate beds chosen in the present study are as shown in Table 1, in which d_n , d_l , d_a and d_m are mean diameters of particles based on their distribution in number, length, surface area and mass, respectively. The effective particle diameter d_e is derived from the experimental data. Reynolds number (Re) is defined as

$$Re = \frac{\rho \cdot j \cdot d_{sd}}{\mu(1 - \varepsilon)} \quad (1)$$

where j and d_{sd} are the superficial velocity of fluid and Sauter mean diameter of the particles, respectively. Bed-1, Bed-2 and Bed-3 are packed with two-diameter spheres, while Bed-4 is composed of multi-diameter

Bed	Diameters (mm)	Mass ratio/Fraction	Porosity ϵ	d_n (mm)	d_l (mm)	d_a (mm)	d_m (mm)	Re	d_e (mm)
1	1.5 + 3	1:1	0.34	1.67	1.8	2	2.25	<7	1.98
								>7	1.82
2	1.5 + 6	1:1	0.31	1.57	1.76	2.4	3.75	<7	2.16
								>7	1.71
3	1.5 + 6	4:1	0.33	1.52	1.57	1.76	2.4	<7	1.77
								>7	1.58
4	0.7 – 10	See Fig. 5	0.34	0.9	1.18	2.12	3.97	<7	1.82
								>7	1.22

Table 1: Test beds packed with mixture of multi-diameter spheres.

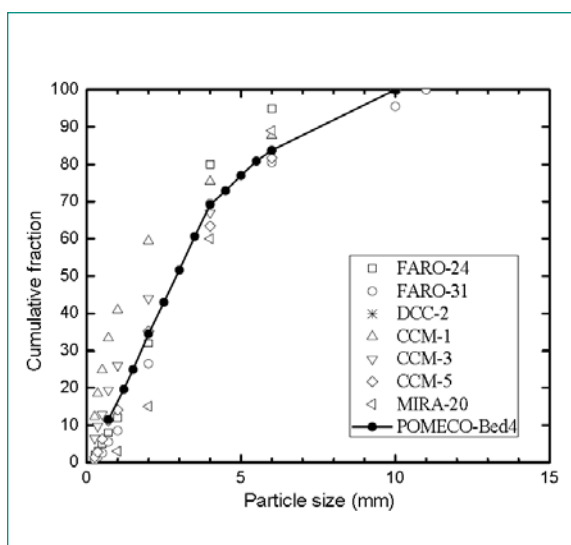


Figure 5: Particle size distributions in FCI test with real corium [25] and in Bed-4.

spheres whose size distribution is as shown in Fig. 5. Fig. 6a shows the pressure gradients of single-phase flow in Bed-1 increase with increasing Reynolds number, where the triangle marks are the measured values, while the solid curves are predicted by Ergun's equation using the mean particle diameters mentioned above. Notably, at low Reynolds number ($Re < 7$) the pressure gradient predicted by Ergun equation using area mean diameter of the particles is comparable with the experimental data. This means that the area mean diameter can be employed as the effective particle diameter for the bed. However, as the Reynolds number increases to a threshold value ($Re > 7$), the length mean diameter is more representative of the effective particle diameter. As shown in Table 1, the same conclusion is applicable to Bed-2 and Bed-3 that are all packed with two-diameter spheres as well. For Bed-4 packed with multi-diameter spheres, the ef-

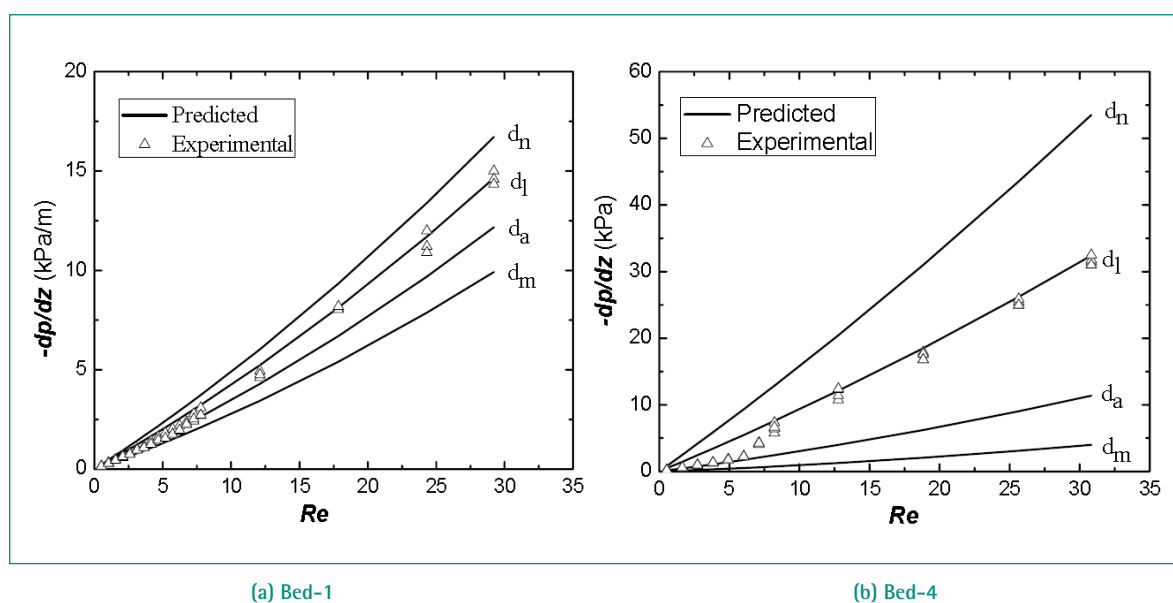


Figure 6: Measured pressure gradients single-phase flow in the particle beds and predicted values by Ergun's equation using various mean particle diameters of the bed.

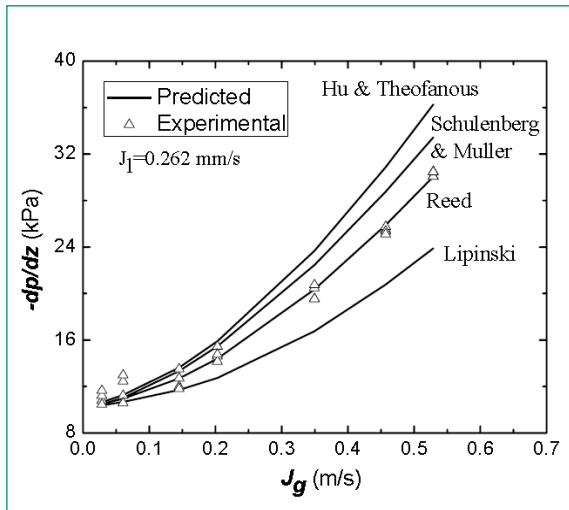


Figure 7: Measured pressure gradients of two-phase flow in Bed-4 and predicted values by Ergun's equation using various mean particle diameters of the bed.

fective particle diameter is also varied with increasing Reynolds number, as depicted in Figs. 6b. When the Reynolds number is small ($Re < 7$), the effective particle diameter of the spheres is not equal but relatively close to area mean diameter. For high Reynolds number ($Re > 7$), the effective particle diameter is almost the same as the length mean diameter.

For understanding of the friction law of two-phase flow through a particulate bed packed with multi-size particles, an investigation on pressure drop of air-water two-phase flow through Bed-4 was carried out. Fig. 7 shows the experimental data are comparable with the predictions of Reed's model, given the effective particle diameter obtained from above.

In summary, the effective particle diameters can be represented by the area mean diameters of the particles in the beds at low flowrate ($Re < 7$), while at high velocity ($Re > 7$) the effective particle diameters are closer to the length mean diameters. The measured pressure drops of two-phase flow through the particulate beds have a good agreement with predictions of Reed's model.

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 2009 is to perform MISTEE experiment with eutectic and non-eutectic single oxidic molten droplet.

Previously, single drop steam explosion experiments

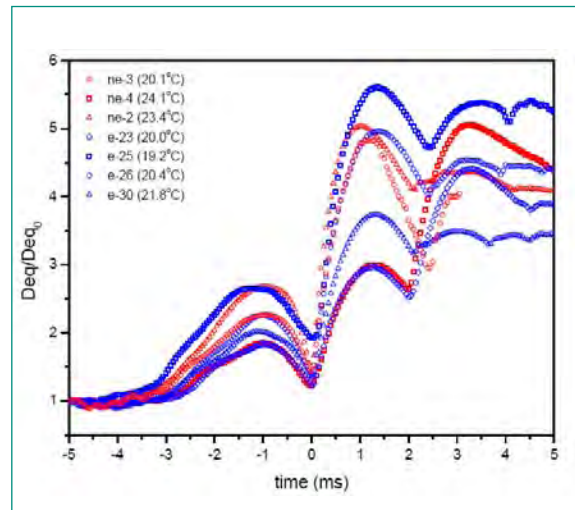


Figure 8: Radial history of eutectic and non-eutectic WO_3-CaO single droplet (Red is non-eutectic, and Blue is eutectic).

were conducted with a metallic melt (tin) on the MISTEE test facility, to pursue a basic understanding of micro-interactions in steam explosion. The anatomy of the explosion was realized by a diagnostic system named SHARP [19] which enables synchronized visualization of both bubble dynamics and melt evolution during the explosion period, granting first-of-a-kind data on micro-interactions in droplet explosion. The experimental results show that the vapor film dynamics experiences three distinct cycles of bubble expansion and collapse, and melt preconditioning (deformation/pre-fragmentation of a molten drop immediately following the pressure trigger) is instrumental to the subsequent coolant entrainment and resulting energetics of the so-triggered steam explosion [20].

To reduce the properties gap between the corium and its simulant, the MISTEE test facility was upgraded to be able to work with oxidic materials at high melting temperatures. The modifications include development and procurement of high-temperature crucible and delivery system, new high-speed camera, new triggering system for high pressure shock high-temperature thermocouples and pyrometer. The first step of experiment [7] was to find a ceramic type binary oxide with liquidus temperature not higher than 1400 °C because of some limitations of the facility. After testing of different oxidic materials (e.g., $MoO_3-Bi_2O_3$, WO_3-CaO , $MnO-TiO_2$, MoO_3-ZrO_2 , $MnO-MoO_3$, MoO_3-TiO_2), the binary oxide mixture of WO_3-CaO have been selected as the corium simulant.

So far total 37 tests have been performed with WO_3-

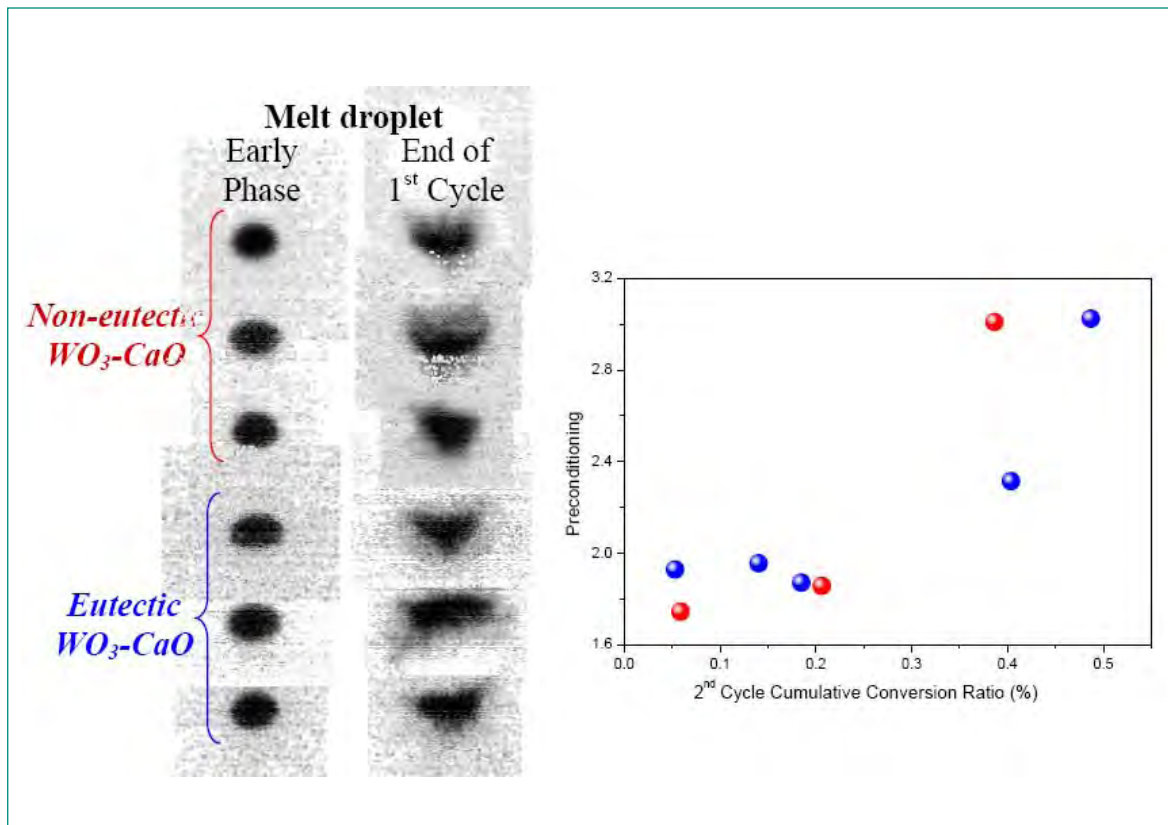


Fig. 9: Melt droplet preconditioning and 2nd cycle cumulative conversion ratio.

CaO, being 32 of a eutectic composition (75:25 mol%, $T_{\text{liquidus}} = 1135 \text{ }^{\circ}\text{C}$, $\Delta T_{\text{superheat}} \sim 200\text{--}300 \text{ }^{\circ}\text{C}$) and 5 tests with a non-eutectic composition (72:27 mol%, $T_{\text{liquidus}} = 1232 \text{ }^{\circ}\text{C}$, $T_{\text{solidus}} = 1135 \text{ }^{\circ}\text{C}$, $\Delta T_{\text{superheat}} \sim 200 \text{ }^{\circ}\text{C}$), under high subcooled conditions. The results and insights are summarized below. More details can be found in [8].

Similar to the single droplet experiment previously performed with a metallic melt [20], the vapor film dynamics produces three defined cycles of bubble expansion and collapse. There is no obvious discrepancy on both bubble dynamics and melt dynamics (preconditioning) between the eutectic droplet and the non-eutectic droplet (see Fig. 8). There are no apparent differences in steam explosion energetics and preconditioning between the eutectic and non-eutectic materials either (see Fig. 9). This could be due to the high superheat (200 °C) employed in the present experiments. For such a superheat, the droplet is probably liquid during the whole interaction process and that is why we can not distinguish any difference between the eutectic and non-eutectic melts during a steam explosion. The material effect might be perceived with a much lower superheat, where mechanisms like the mushy zone will start playing a role. Thus,

the next step of MISTEE study is to perform the similar experiments but with lower superheat.

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 2009 and Perspectives for 2010

Significant progress was made and important findings were obtained in the MSWI Project work during year 2009. 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 agglomeration; and debris bed coolability analysis with focus on multi-size nature of the debris particles; and micro dynamics (anatomy) of a single oxidic droplet steam explosion. Specifically, Method for coupling of ECM/PECM models with RELAP5 was developed to enhance predictive fidelity for melt pool heat transfer. MELCOR was employed to examine the CRGT cooling efficiency by considering an entire accident scenario. First-of-a-kind systematic data on debris agglomeration was obtained in the DEFOR-A experiments. New conservative-mechanistic approach to predict mass fraction of agglomerated debris is proposed. For a particulate bed packed with multi-size particles, the effective particle diameter can be represented by the area mean diameter of the particles, while at high velocity ($Re > 7$) the effective particle diameter is closer to the length mean diameter. The pressure drop of two-phase flow through the particulate bed can be predicted by Reed's model. The steam explosion experiments using oxidic mixture of WO_3 -CaO show that there is no apparent difference in steam explosion energetics and preconditioning between the eutectic and no-eutectic materials, probably due to high superheat (200°C) of the melt applied in the tests. More achievements and detailed description can be found in the publications [1-20] supported by the MSWI project. Overall, the research of MSWI Project in 2009 has advanced the knowledge of Melt-Structure-Water Interactions toward reducing conservatism in quantification of ex-vessel melt risks in BWRs.

As we enter 2010, 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 transient analysis of stratified melt pool with special attention on metallic layer (focus effect) and chemistry. We will continue DEFOR-A tests for debris bed characterization, POMECO-FL tests for friction laws of particle beds with prototypical debris characteristics, POMECO-HT tests for coolability qualification of such beds, and development and validation of related simulation tools. In SERA topical area, MISTEE

experiments with the oxidic binary mixture (WO_3 -CaO) will be performed at lower superheat, since the material effect might be perceived at lower superheat, where mechanisms like the mushy zone will start playing a role. Methodology will be developed for steam explosion risk assessment under reactor application.

Publications

- [1] *F. Cadinu, T.C. Thanh, P. Kudinov*: Analysis of in-vessel coolability and retention with control rod guide tube cooling in boiling water reactors, NEA/SARNET2 Workshop – In-Vessel Coolability, NEA Headquarters, Issy-les-Moulineaux, France, October 12–14, 2009.
- [2] *C.T. Tran, P. Kudinov*: The effective convectivity model for simulation of molten metal layer heat transfer in a boiling water reactor lower head, Proc. of ICAPP'09, Shinjuku Tokyo, Japan, May 10–14, 2009.
- [3] *C.T. Tran, T.N. Dinh*: The effective convectivity model for simulations of melt pool heat transfer in a light water reactor pressure vessel lower head. Part I: physical processes, modeling and model implementation, Progress in Nuclear Energy, vol. 51, pp 849–859, 2009.
- [4] *C.T. Tran, T.N. Dinh*: The effective convectivity model for simulations of melt pool heat transfer in a light water reactor pressure vessel lower head. Part II: Model assessment and application, Progress in Nuclear Energy, vol. 51, pp 860–871, 2009.
- [5] *C.T. Tran, P. Kudinov, T.N. Dinh*: An approach to numerical simulation and analysis of molten corium coolability in a BWR lower head, Nuclear Engineering and Design, in press.
- [6] *W.M. M. C.T. Tran*: On the Effectiveness of CRGT cooling as a severe accident management measure for BWRs, Proc. of OECD/NEA Workshop on Implementation of Severe Accident Management Measures, Villigen, Switzerland, October 26–28, 2009.
- [7] Proceedings of the 28th Review Meeting for Project «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» (MSWI-28), KTH, Stockholm, Sweden, June 10, 2009, 84 p.
- [8] Proceedings of the 29th Review Meeting for Project «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» (MSWI-29), KTH, Stockholm, Sweden, December 9, 2009, 90 p.
- [9] *P. Kudinov, A. Karbojian, W.M. Ma, T.N. Dinh*: The DEFOR-S experimental study of debris formation

- with corium simulant materials, Nuclear Technology, in press.
- [10] *L.A. Dombrovsky, M.V. Davydov, P. Kudinov*: Thermal radiation modeling in numerical simulation of melt-coolant interaction, *Comp. Therm. Sci.* 1 (1), pp. 1–35, 2009.
- [11] *P. Kudinov, M. Davydov*: Approach to prediction of melt debris agglomeration modes in a LWR severe accident, *Proc. of ISAMM-2009*, Böttstein, Switzerland, Oct. 26–28, 2009.
- [12] *P. Kudinov, M. Davydov*: Development of ex-vessel debris agglomeration mode map for a LWR severe accident conditions, *Proc. of ICON17*, Brussels, Belgium, July 12–16, 2009.
- [13] *P. Kudinov, A. Karbojian, C.T. Tran*: Experimental investigation of melt debris agglomeration with high melting temperature simulant materials, *Proceedings of ISAMM-2009*, Böttstein, Switzerland, October 26–28, 2009.
- [14] *S. Yakush, P. Kudinov*: Transient phenomena of ex-vessel debris bed formation in a LWR severe accident, *ANS Transactions*, 2009, paper 210830.
- [15] *S. Yakush, P. Kudinov*: Simulation of ex-vessel debris bed formation and coolability in a LWR severe accident, *Proc. of ISAMM-2009*, Böttstein, Switzerland, Oct. 26–28, 2009.
- [16] *S. Yakush, P. Kudinov, T.N. Dinh*: Multiscale simulations of self-organization phenomena in the formation and coolability of corium debris bed, *Proc. of NURETH-13*, Kanazawa, Japan, Sept. 27 to Oct. 2, 2009.
- [17] *P. Kudinov, V. Kudinova*: Influence of water sub-cooling on fracture of melt debris particle, *ANS Transactions*, paper 210646, 2009.
- [18] *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*, doi:10.1016/j. nucengdes.2009.10.026, 2009.
- [19] *R.C. Hansson, H.S. Park, T.N. Dinh*: Simultaneous high speed digital cinematographic and X-ray radiographic imaging of an intense multi-fluid interaction with rapid phase changes, *Experimental Thermal and Fluid Science*, Vol. 33, pp 754–756, 2009.
- [20] *R.C. Hansson, H.S. Park, T.N. Dinh*: Dynamics and preconditioning in a single droplet vapor explosion, *Nuclear Technology*, Vol. 167, pp 223–234, 2009.

OECD Halden Reactor Project

Author and 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 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 19 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 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 2008, 12 experimental assemblies were irradiated, most of them in loop systems simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. The tests examined various types of fuels with zero to high burnup. The LOCA test series continued with an experiment using

a pre-irradiated PWR fuel rod. Materials were tested to obtain data on stress corrosion cracking 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. Work continued regarding the development and testing of improved methods and techniques for plant state monitoring and plant performance optimization. Methods and techniques for assessment of software systems dependability were developed and demonstrated.

Project goals

The Halden Reactor Projects research programme is defined as framework for 2009–2011 [1] and in the detailed plan for 2009 [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 & Materials Research

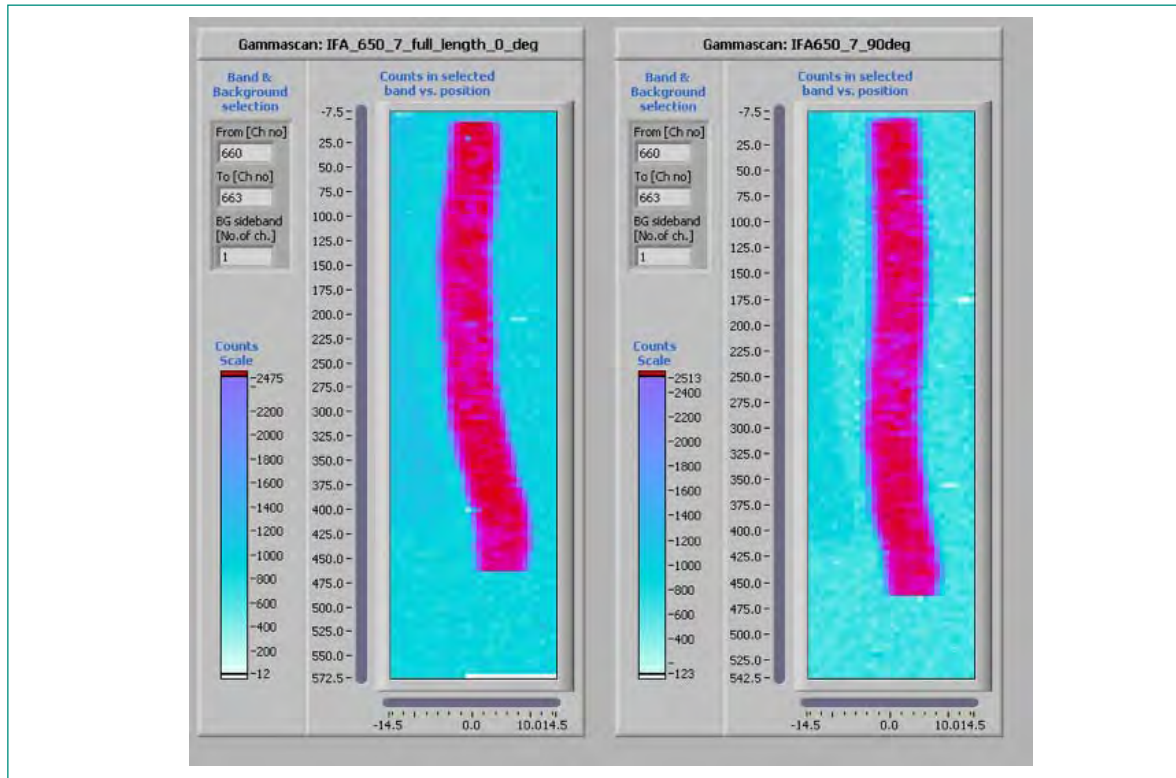
The Halden Reactor was operated in two main cycles, accumulating about 190 full power days. Twelve experiments were active at various times in 2009 as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project. The experiments comprised studies of UO₂ fuel, MOX fuel, additive and gadolinium doped fuel as well as 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 hot lab. This provides the necessary realistic starting point for experiments where fuel temperature, rod pressure, dimensional stability, corrosion and crack growth are being measured under representative thermal-hydraulic conditions.

The properties of gadolinium bearing fuel were studied in two experiments, each containing six highly instrumented fuel rods. The instrumentation in these experiments (fuel centre thermocouples, pressure transducers, fuel stack elongation detectors) provide important data on fuel densification, creep, thermal conductivity, and fission gas release which 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. It is planned to move one of the test rigs, in which the fuel has reached a burnup of about 40 MWd/kg, closer to the centre of the reactor core in order to obtain higher power and to promote further fission gas release.

An experiment on integral performance of BWR fuel using a segment (60 MWd/kg) retrieved from the Leibstadt NPP was completed and has entered the post-irradiation examination phase at the IFE Kjeller hot lab. The instrumentation consists of a fuel thermocouple and a rod pressure sensor. A comparison of the fission gas release results with the Halden FGR threshold database showed that the new data agree with those previously obtained for this burnup level. In continuation of this test series, VVER fuel with a burnup of 50 MWd/kg from the Loviisa VVER NPP is being prepared. Further plans include Gd-bearing fuel for FGR studies.

In the experimental series addressing fuel performance at rod overpressure conditions, a test with BWR fuel (59 MWd/kgU) from the Leibstadt NPP was continued for one more reactor cycle. The instrumentation consists of a fuel thermocouple and a cladding extensometer. Gas lines are attached for pressurisation and γ -spectrometry measurements. Following a period of 150 bar overpressure, which was maintained for about 1800 hrs, two such periods at 200 and 250 bar overpressure were added. An improved evaluation of the temperature increase rate indicates that the observed temperature response to overpressure is in line with previous experimental data on other types of fuel. At 250 bar rod overpressure, the temperature increase due to cladding lift-off is about 20K/1000h. After unloading of the BWR fuel, the test series was continued with VVER fuel from



Gamma scan showing deformation of a high burn-up fuel segment subjected to loss-of-coolant accident conditions.

the Loviisa NPP. Further plans include studying RXA cladding under PWR conditions followed by SR cladding for comparison.

In the LOCA test series, PIE on the fuel used in run 7 (44.3 MWd/kg, provided by Kernkraftwerk Leibstadt, KKL) was initiated. The participants are quite satisfied with the outcome of the test where a low fill gas pressure was chosen based on calculations of the pressure evolution at the ballooning location, given that in a real, long fuel rod there would be limited communication with the plenum. For KKL, the test conditions are very representative and KKL will request further experiments at these conditions (low fill gas pressure, hence failure at elevated temperature).

After recommissioning of the LOCA loop system with run number 8, LOCA run number 9 was carried out with PWR fuel (90 MWd/kg) aiming at a peak clad temperature of 1100 °C. Gamma scanning six weeks after test execution showed strong fuel fragmentation, relocation, and ballooning. The segment was then transported to the IFE Kjeller hot lab for PIE. The experiment series will be continued in 2010 with PWR fuel of 60 MWd/kg burnup, aiming at 800 °C peak clad temperature.

In conjunction with the LOCA testing, the iodine release was investigated. The data obtained from run 9 showed

that 73 % of the total ^{131}I was retained in the fuel, and only 0.4 % was found far away in the dump tank. The Halden Project will continue this type of measurement since quantitative results on iodine are very difficult to obtain and extremely relevant for the nuclear industry. The Plant Lifetime Extension programme contains several experiments on BWR & PWR crack growth rates in irradiated structural materials. A new BWR crack growth test began in June 2008 and continued throughout 2009. Six CTs are installed in the rig. 2 CTs are prepared from 304L SS with doses of 11 and 5.9 dpa; 2 more are prepared from 304L SS with a dose of 7.7 dpa, and another 2 are prepared from 316L SS with a dose of 6.7 dpa. Stress intensities of 11–20 MPa $\sqrt{\text{m}}$ have been applied to the samples, and crack growth rates of 10^{-7} to 10^{-5} mm/s were measured on the CTs in 5 ppm O_2 at 325 °C. On switching to HWC, the crack growth rates decreased by an order of magnitude. During continued testing in 2009, crack growth rates were measured at 280 °C in O_2 . The calculated growth rates were $5 \cdot 10^{-7}$ – $1 \cdot 10^{-6}$ mm/s at K levels of 15–20 MPa $\sqrt{\text{m}}$ while lower growth rates ($5 \cdot 10^{-8}$ – $1 \cdot 10^{-7}$ mm/s) were calculated under cyclic loading at K levels in the range 17–19 MPa $\sqrt{\text{m}}$.

A study of the small punch test method as an alternative means for determining the basic mechanical properties

of RPV materials has been carried out in collaboration with VUJE, Slovak Republic. Three materials (Japanese JRQ IAEA monitor steel base metal, and base and weld metal from weld No. 502 (Izhora in Russia) which was used for older WWER 440 RPV production) have been included in the matrix. The materials, in the form of discs with diameter 8 mm and thickness 0.5 mm, were irradiated in dry conditions to target fluences of $4 \cdot 10^{19}$ and $1 \cdot 10^{20}$ n/cm² at 270 °C. Both the low and high fluence capsules have been discharged. Testing of the low fluence specimens is completed and data evaluation is in progress. Testing of the high fluence specimens is carried out in the second half of 2009 and early 2010. An important part of the ongoing work is the definition and implementation of new experiments. Among these are tests on

- Low temperature fission enhanced fuel creep.
- Ultra high burnup fuel response to a temperature excursion.
- Helium release from MOX fuel.
- Fuel thermal conductivity annealing.

These tests are being prepared for execution in 2010 and 2011.

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 for advices 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 2009 are given below.

Human Performance

The evaluation study of HRA methods by comparing their outcomes to empirical data has continued in 2009. The aim is to develop an empirically-based understanding of the HRA methods' performance, strengths, and weaknesses. The focus of the study is to compare the findings obtained in a specific set of HAMMLAB experiments with the outcomes predicted in HRA analyses.

A number of HRA method teams from Halden member organisations have joined the project and provided predictions from HRA methods. Several teams sponsored by the USNRC as well as teams from EPRI and University of Maryland have been involved. In addition, PSI, Switzerland; EDF and IRSN, France; VTT, Finland; NRI, Czech Republic; KAERI, Korea; Ringhals, Vattenfall, Sweden, and University of Mexico have contributed.

A steering group, an assessment group and a Halden experimental team have been established. The U.S. NRC has put many resources into the assessment group; the same has PSI, with support from ENSI, from Switzerland. Vinh Dang from PSI has been quite instrumental in the assessment group and been a main contributor to the reporting in the project.

45 participants attended a workshop in Washington D.C. 2nd – 4th March, 2009 related to the International HRA empirical study. The main conclusions were that the empirical HAMMLAB data gives a good platform for constructive discussions and that HRA methods can be directly improved based on the study. Longer term issues were also discussed, such as a hybrid method that would incorporate elements from many existing methods. The overall conclusion was that this study has the potential to advance the state-of-the-art of HRA methods and practices. Main results:

- The empirical HAMMLAB data allows the comparison of both factorial and scenario-based HRA methods. It accounts for the dynamic nature of crew performance (operational descriptions, observational PSF ratings), and it is not a mere table comparison, since operational details and comments on what and why are included.
- There was a significant crew-to-crew variability in the data, due to strong interaction with process dynamics. The importance of teamwork factors and the fact that procedures do not cover all situational variations in detail were identified.
- The predicted outcomes of the HRA methods were compared to the empirical data in two ways. The main findings from the study are based on qualitative comparisons, comparing predicted drivers of performance and operational expressions to the observed data. In addition, quantitative comparisons were performed on a limited amount of data. A Bayesian analysis was performed on the success or failure of the 14 crews on the defined Human Failure Events (HFEs). The nine HFEs were ranked based on the success/failure information and an expert judgement of the operational difficulties the crews experienced. The methods man-

aged to identify and predict the difficult HFEs. The HRA methods were also evaluated on the quality of their guidance and traceability and their potential for error reduction.

- The 3rd workshop in this project was organised in Washington DC 1st – 3rd December, 2009. This final workshop discussed the last data set of the study, the Loss of Feedwater scenarios, and also discussed overall conclusions. The different HRA methods got direct input to improve their methods, and issues like a thorough qualitative analysis and insights into dependencies of human actions will contribute to a better basis for performing HRA in the future. The work-shop discussions will be a main input to writing the final reports in 2010.

Human System Interface work

Various HSI prototypes are developed for HAMMLAB. An HSI evaluation matrix was developed to categorize how well the various HSIs support different operator tasks in different plant states.

During Exp-09, HAMMLAB data were collected from nine crews working with innovative overview displays and transparent automation displays that were designed to help operators to cope with higher levels of automation in future plants. For comparison, the crews also operated the plant with traditional automation-interaction and overview displays. A wide range of indicators were used to assess the impact of the new display types on human performance, and the operators gave their opinions on the innovative HSI design solutions.

Different staffing strategies were studied as part of Exp-09. HAMMLAB data was collected from nine crews working traditionally with a Reactor Operator, Turbine Operator and Shift Supervisor responsible for one simulated plant. The crews were also exposed to an untraditional staffing solution where three operators worked in unfamiliar roles and controlled two plants simultaneously. Raw data were collected on a multitude of human performance dimensions to enable statistical comparisons between the two staffing solutions. Operator opinions about the untraditional staffing solution were documented. Summary of activities:

- Several new displays and display concepts have been developed over the last few years, both for large screens and for operator workstations. Many of these new display concepts were evaluated as part of Exp-09. Results are currently being analysed.
- Data for use of transparent automation displays were collected and are being analysed.

- Evaluating sound as a richer information carrier than the rather simple alert-sounds typically found in today's computerized control rooms seems particularly interesting. Work has started on investigating several sound concepts to be explored and evaluated in HAMMLAB. A sound prototyping environment has been created for the HAMBO simulator.
- Interactive surface concepts have been further explored, and new concepts introduced. This is related to how such surfaces may support more intuitive navigation in large data sets, avoiding the «key-hole» effect.
- A workshop on Integrated System Validation – «Status of current approaches and R&D Needs for Integrated System Validation» was conducted 28–29 April 2009.

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 2009, the following specific results have been achieved:

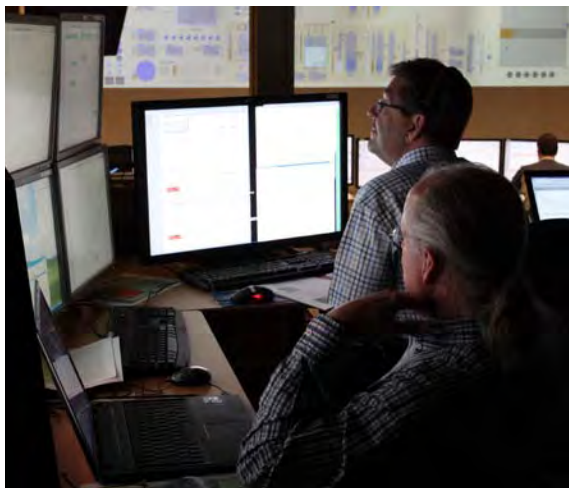
- An investigation of techniques was carried out for associating semantic data with user interface components during a HSI design and implementation process. A cross-disciplinary project team has investigated the benefits of using technology known from the semantic web initiative for associating semantic data with virtual environments.
- A review of control room design guidelines has been carried out as a basis for implementing computer-based assistance during the design of control rooms layouts and ergonomics.
- A new version of Halden Planner for the Outage Study in November 2009 has been prepared.
- A literature review of usability-related research for collaborative training has been performed.
- HWR-914, «Lessons learned from HRP VR-based training studies» has been issued.
- Gathered data on stakeholder communication in the decommissioning process through Halden Project partners, IAEA and the US Department of Energy (DOE) on present conditions, with special focus on consistency between procedures and practice, mind-setting, and on organisational learning.

- The test bed for how to best visualise radiation conditions has been updated. A radiation calculator software prototype has been developed including radiation shielding and dose visualisations. This concept has been demonstrated at the HBWR.

On-line monitoring technologies

On-line monitoring techniques have been further developed and tested in several power plants. Results have been presented in HOLMUG (Halden On-Line Monitoring User Group) in Loviisa, Finland, October 7–9, 2009. The TEMPO system for thermal performance monitoring relies on fitting a first principle simulation model of the turbine cycle to actual plant data measurements using data-reconciliation techniques. Time series analysis of residuals has proved useful in early fault detection at Loviisa NPP, Finland. Practical results on sensor validation and calibration monitoring have been obtained with empirical techniques using the PEANO system. Promising results have been obtained on automatic grouping of signals to be used in sensor validation systems. A prototype of the Empirical Ensemble-based Virtual Sensing approach has been implemented. The current prototype uses a variant of the ensemble modelling technique developed for the ALADDIN system. Further advancements in ensemble modelling will be directly applicable to ALADDIN, PEANO, and other signal grouping methods under development. Summary of achievements:

- The random-PCA wrapper approach for generating the signal groups has been applied to a case study concerning the reconstruction of 820 signals measured at the Oskarshamn BWR. When used as basis to develop



Operators taking part in human factor studies.

the ensemble of models, the wrapper approach has led to an improvement in performance of approximately 15 % when compared to the pure random approach, and approximately 25 % when compared to the random-filter approach. Furthermore, the use of a fast linear model as the PCA has entailed an affordable computational cost, making the random-wrapper method feasible for realistic applications.

- As a first analysis, the developed Evolving Clustering Method (ECM) has been applied to the reconstruction of a set of 14 measured signals and has shown consistent improvements with respect to the PCA (50–70 % in terms of reconstruction error) especially in terms of robustness in detecting drifts or other anomalies in the sensors measurements.
- The first prototype of the Mimir framework for condition monitoring has been released. The demonstrator mimics a simple signal validation application built by connecting six different functions (i.e. data I/O, normalisation, denormalisation, signal reconstruction, fault detection and result display) choosing from nine available modules with algorithms implemented in four different programming languages (i.e. C#, Matlab, Fortran, and Java).
- A web-based Mimir Module Inventory was implemented to allow all involved partners to specify in a structured way which modules (i.e., in the ISO terminology, data manipulation, state detection, health assessment, prognostics assessment, and advisory generation techniques) will be implemented and made available in Mimir.
- A work report with detailed description of the condition-based maintenance (CBM) strategy is issued at the end of 2009.
- The computerized procedures workshop was held in Trnava, Slovakia, May 14th–15th, 2009. A number of contacts with members of HRP interested in the topic of computerised procedures were established and several follow-up actions have been identified in the workshop minutes. The Project has been involved with active participation in the IEC computerized procedure standardization activity to address NPP specific issues.
- Advanced control issues were addressed as part of Exp-09 and process data from the simulator runs were used to train and test the virtual steam flow sensor and perform a quantitative analysis of the effect on the operator performance. A virtual steam flow sensor model was developed that is accurate and stable enough to handle the variations in the process

that occur when human operators run the simulator. Questionnaire data were collected and interviews conducted to collect feedback from the operators. This information will be analysed and reported in the beginning of 2010.

Software system 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 4 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:

- A list of issues relevant for requirements engineering in modernisation of digital I&C has been refined including the IEEE tutorial on Software Requirements Engineering and a survey strategy has been established. A first version of the tool TRACE – beta 0.9 – along with a user guide has been released. Two PhDs have been initiated on «Optimising Traceability Analysis for Safety Systems» and «Requirements for Secure and Safe Information Systems».
- An approach for assessment of EP (Error Propagation) and CFF (Common Cause Failures) using the HAMBO simulator was proposed and approved at the Halden workshop on CCF in Garching, Germany, February 2009. A summary report from the Workshop on Common Cause Failures – Research Needs has been issued.
- Collaboration with the Ohio State University was established on modelling the Power Range Monitoring system for EP and CCF analysis. A whitepaper on the framework for assessment and experimentation on Common Cause Failures using the HAMBO simulator was issued.
- A literature survey was performed on the use of adaptive technology for safety applications.
- A PhD position in collaboration with UIO has been established on the subject of assessment and verification of adaptive and reasoning programmable control components in safety critical control systems.

National Cooperation

The Fuels & Materials programme has made good use of the LOCA calculations performed by PSI; in particu-

lar regarding the specification of the conditions of the LOCA test using a segment from the Leibstadt NPP. The test developed ballooning and failed at a time and temperature as predicted. 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.

Electrodes developed at IFE Halden were delivered to KKL for use in supervision of the water chemistry.

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.

A delegation from all the NPPs in Switzerland visited Halden to discuss and be informed about the MTO activities in HAMMLAB and the VR centre. The main topics were control room design and HSI design. In particular Leibstadt (KKL) would like to have assistance during their control room modernization project, and support from IFE on bilateral basis has been carried out in 2009. In this project, IFE has verified the control room layout against guidelines in NUREG-0700 utilizing VR models. The ergonomics, sight lines and cooperation enhancing features of the control room were evaluated.

The HOLMUG (Halden On-Line Monitoring User Group) was arranged 7–9 October 2009 at Loviisa NPP, Finland. The purpose was to improve information dissemination, share practical experiences with on-line monitoring methods, and to promote best practice when implementing on-line monitoring strategies at nuclear power plants. Mr. Horst Eitschberger explained the experiences gained with on-line monitoring at KKL using data reconciliation based on the VDI 2048 standard.

International Cooperation

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 19 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



Various HSI prototypes installed and tested in HAMMLAB.

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.

Assessment 2009 and Perspectives for 2010

The activities in 2009 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. 2009 is the first year of the current 3-year period 2009–2011 in accordance with the 2009–2011 framework programme [1] and the annual programme for 2009 as approved by the Halden Programme Group [5]. Kazakhstan is a new Associated Party to the Project from 2009, 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 has been initiated.

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 2009, HP-1282
- [4] Status Report July – December 2009, HP-1293 (to be issued in 2010)
- [5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2009, HP-1264

OPDE

(OECD/NEA Pipe Failure Data Exchange Project)

2002–2008 Status Report

Author and Co-Author(s)	OPDE Project Review Group; OECD Project Manager: Alejandro Huerta
Institution	OECD/NEA
Address	Nuclear Safety Division, OECD Nuclear Energy Agency Le Seine St-Germain, 12, boulevard des Îles 92130 Issy-les-Moulineaux, France
Tel., E-mail, Internet address	Tel.: +33 1 4524 1057, Fax: +33 1 4524 1129 Alejandro.Huerta@oecd.org
Duration of project	2002 to 2011

ABSTRACT

Several OECD Member countries have agreed to establish the OECD-NEA Piping Failure Data Exchange Project (OECD-NEA OPDE) to encourage multilateral co-operation in the collection and analysis of data relating to degradation and failure of piping in nuclear power plants. The scope of the data collection includes service-induced wall thinning, part through-wall cracks, through-wall cracks with and without active leakage, and instances of significant degradation of piping pressure boundary integrity. The project was formally launched in May 2002 under the auspices of the OECD/NEA. Organisations producing or regulating more than 80 % of nuclear energy generation worldwide contribute data to the OECD-NEA OPDE data project. Currently (February 2009) eleven countries have signed the OECD OPDE 3rd Term agreement (Canada, Czech Republic, Finland, France, Germany, Korea (Republic of), Japan, Spain,

Sweden, Switzerland and United States of America). A key accomplishment of the OPDE project is the establishment of a framework for the systematic collection and evaluation of service-induced piping degradation and failure. Numerous database application projects have been pursued by the project members. These applications have been essential in improving database structure and database field definitions. Looking forward, OPDE will serve as an important resource for nuclear engineering professionals that are actively involved in plant ageing management research as well as in the validation of degradation mechanism mitigation strategies. This report is an excerpt of the status report NEA/CSNI/R(2009)19 that describes the status of the OECD-NEA OPDE data-base after 6 years of operation from May 2002 to May 2008, and gives some insights based on ca. 3600 piping failure events in the database.

Introduction

Structural integrity of piping systems is important for plant safety and operability. In recognition of this, information on degradation and failure of piping components and systems is collected and evaluated by regulatory agencies, international organisations (e.g., OECD/NEA and IAEA) and industry organisations worldwide to provide systematic feedback for example to reactor regulation and research and development programmes associated with non-destructive examination (NDE) technology, in-service inspection (ISI) programmes, leak-before-break evaluations, risk-informed ISI, and probabilistic safety assessment (PSA) applications involving passive component reliability.

The preparation for the OECD Pipe Failure Data Exchange (OPDE) Project was initiated in 1994 by the Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI)¹. In 1994 SKI launched a 5-year R&D project to explore the viability of creating an international pipe failure database. During this period SKI hosted meetings to present results of the R&D and to discuss the principles of database development and maintenance². Since May 2002, the OECD/NEA has formally operated the project under the coordination of the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI). The first term of the Project covered the years 2002–2005 and the second term covered the period 2005–2008. This report summarises the project results of the OPDE Project after six years of operation from May 2002 to May 2008. Approved by the Project Review Group (PRG) in June 2008, a third project term covers years 2008–2011.

OPDE objective and scope

OPDE has established an international database on pipe degradation and failures in commercial nuclear power plants in OECD Member Countries. The database supports the following activities:

- Trend analysis, including ageing analysis
- Statistical analyses to determine pipe failure rates and rupture frequencies for use in risk-informed activities (e.g., loss-of-coolant-accident frequency assessment, internal flooding initiating frequency assessment, high-energy-line-break frequency assessment, RI-ISI Δ -risk assessment, etc.)
- Source of data parameters for input to probabilistic fracture mechanics codes. The database is also a source of information on degradation susceptibilities and degradation rates for use in the verification and validation of probabilistic fracture mechanics (PFM) codes.
- Degradation mechanism analysis (DMA) in risk-informed ISI (RI-ISI) applications
- Development of defences against recurring (e.g., systematic) pipe failures
- Exchange of service data in order to pinpoint potential generic implications of a specific, significant pipe failure.

The OPDE Project addresses typical metallic piping components of the primary system, main process and stand-by safety systems, and support systems (i.e., ASME Code Class 1, 2 and 3, or equivalent, piping). It also covers non safety-related (non-Code) piping, which if leaking could lead to common-cause initiating events such as flooding of vital plant areas. As an example, raw water systems such as non-essential service water, circulating water or fire protection could be significant flood sources given a pipe break. In other words, the OPDE database covers degradation and failure of high-energy and moderate-energy piping as well as safety-related and non safety-related piping.

Included in the database are events that result in remedial action (e.g., replacement, weld overlay repair) with or without reactor shutdown to cold shutdown condition. The types of degradation or failure include service induced inside diameter pipe wall thinning and non through-wall cracking as well as pressure boundary breaches, such as pinhole leaks, leaks, severance and major structural failures (pipe «breaks» or «ruptures»). For pipe flaws that do not penetrate the pipe wall or weld/weld heat affected zone the OPDE work scope encompasses degradation exceeding design code allowable for wall thickness or crack depth as well as such degradation that could have generic implications regarding the reliability of NDE/ISI techniques. In summary, the following types of degradation and failures are considered:

- Non through-wall defects (e.g., cracks, wall thinning) interpreted as structurally significant and/or exceeding design code allowable

¹ Swedish Radiation Safety Authority (SSM) as of July 1, 2008

² In September 1996 SKI organised the «Initial Meeting of the International Cooperative Group on Piping Performance» with participants from thirteen countries. Again, in September 1997 SKI organized the «Seminar on Piping Reliability» (SKI Report 97:32); this time with participants from eleven countries.

- Through-wall defects without active leakage; leakage may be detected following a plant operational mode change involving for example depressurization and cool-down, or as part of preparations for NDE
- Small leaks (e.g., pinhole leaks, drop leakage) resulting in temporary or permanent repair
- Leaks (e.g., leak rate within Technical Specification limits)
- Large leaks (e.g., through-wall flow rates in excess of Technical Specification limits)
- Severance (pressure boundary failure attributed to external impact or vibration fatigue)
- Rupture (major structural failure).

In May 2002 the starting point for the Project was an in-kind contribution by SKI in the form of an international pipe failure database in Microsoft® Access. This database included pipe failure data for the period 1970 to 1998, and it contained approximately 2300 records. During the first term of the project the emphasis was on validating the content of the SKI in-kind contribution, improving and streamlining the database structure and data input format, and populating the database with new failure data for the period 1999 to 2008 (end of the second term), as well as with pre-1998 records.

During the second term (2005–2008) an Online-version of the database has been implemented to facilitate data submission. Authorised users can access the Online-version via a secure server operated by the NEA Information Technology (IT) Group. An effort is underway to encourage plant operators to directly input failure records via the Online-version. Database user IDs and passwords are provided by NEA-IT to respective National Coordinator. Signatory countries can use the database content to generate their own qualitative and quantitative piping reliability insights. An international co-operation for quantification of piping reliability parameters may be established separately in the future should the participating organisations wish to do so.

OPDE organisation

Each participating country is represented by a National Coordinator. The OECD/NEA is responsible for administering the project according to OECD rules. To assure consistency of the data contributed by the National Coordinators the Project operates through the Clearinghouse. The Clearinghouse verifies whether the information provided by the National Coordinators complies with the OPDE Coding Guidelines (OPDE-CG). The OPDE

Project Review Group (PRG) controls the project with support from the OECD/NEA project secretary and a Clearinghouse.

The PRG runs the Project and meets at least once per year. The PRG responsibilities include but are not limited to the following types of decisions:

- Secure the financial and technical resources necessary to carry out the Project
- Nominate the OPDE Project chairperson
- Define the information flow (public information and confidential information)
- Approve the admittance of new members
- Nominate project task leaders (lead countries) and key persons for the PRG tasks
- Define the priority of the task activities
- Monitor the progress of the Project and task activities
- Monitor the work of the Clearinghouse and quality assurance

The first and second term OPDE participating countries and organisations are listed below:

- Belgium (Electrabel and Tractebel)
- Canada (Canadian Nuclear Safety Commission)
- Czech Republic (Nuclear Research Institute, REZ)
- Finland (Radiation and Nuclear Safety Authority)
- France (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire)
- Germany (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit)
- Japan (Japan Nuclear Energy Safety Organisation)
- Korea (Republic of) (Korea Institute of Nuclear Safety and Korea Atomic Energy Research Institute)
- Spain (Consejo de Seguridad Nuclear)
- Sweden (Swedish Radiation Safety Authority)
- Switzerland (Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate)
- United States of America (Nuclear Regulatory Commission)

Participating countries remain intact with the exception of Belgium which has not joined the 3rd term of the project.

OPDE database structure

OPDE is a relational database in Microsoft® Access. It includes information on pipe degradation and failure in light water reactors and heavy water reactors for the period 1970 to 2008. The opening screen of the Access version (Figure 1) includes the user terms and conditions. OPDE data entry is managed via input forms, tables, roll-down menus and database relationships. Database

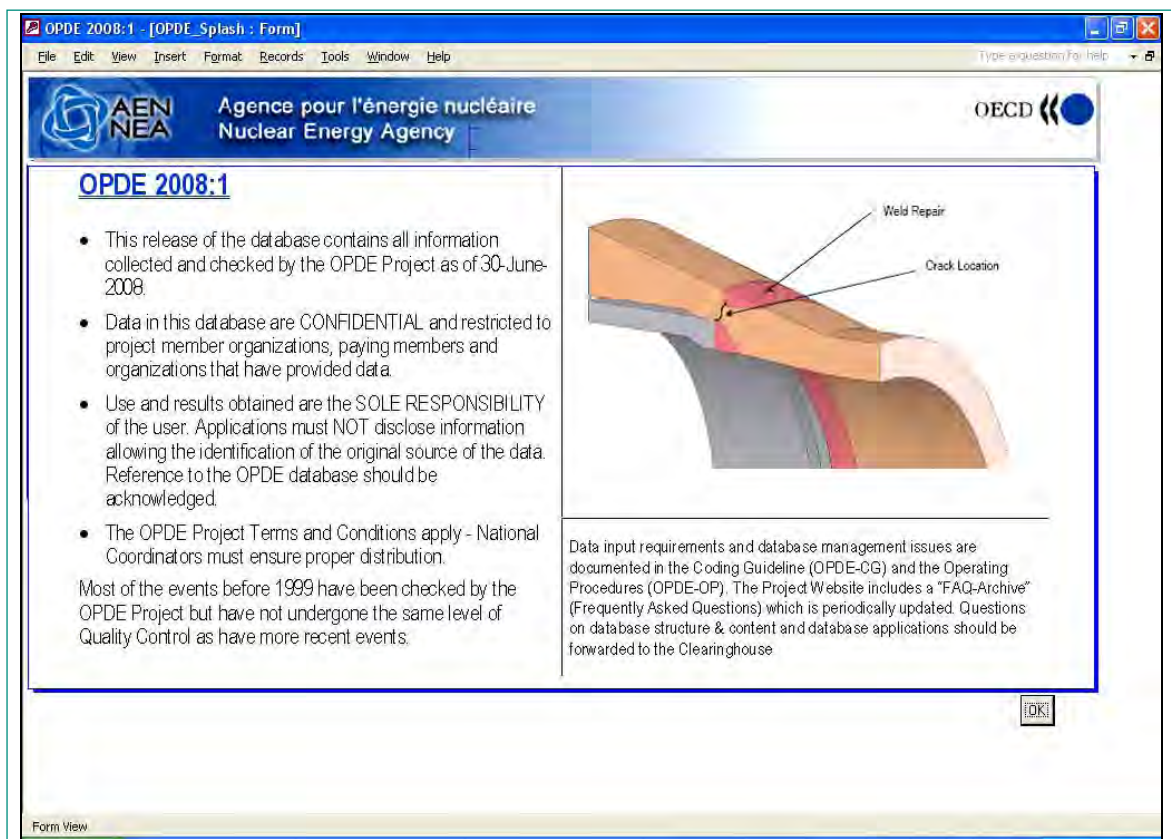


Figure 1: OPDE 2008:1 database opening screen.

searches and applications are performed through queries that utilise the tables and data relationships. Implemented during 2006, an «Online» version of the database (or web-OPDE) allows for data submissions over the Internet via a secure server located at the NEA Headquarters. Access to web-OPDE is restricted and password protected. Automated e-mail notifications are issued whenever an action is required by the database user. There are four user security levels:

1. NEA Administrator. The NEA IT department is responsible for security issues, including allocation of user names and passwords. The NEA Administrator has full access to the entire database.
2. OPDE Clearinghouse has access to all data and can input new data and modify data. The Clearinghouse can also download data for quality control and upload data.
3. National Coordinators can input and modify data access all their national data, and download the data with associated supporting information when so decided by the PRG.
4. Operators can input new events, modify and access their own data. The intended user at this level would be an engineer at a nuclear power plant.

The structure of the Online version of the database is identical to the Microsoft® Access version (Figure 2).

The database input process starts with an event report (can be a Licensee Event Report or equivalent document) and supplemented as necessary with an associated condition report, root cause evaluation report and/or structural evaluation report. Next the event is classified per the Coding Guidelines to accurately describe the applicable piping component reliability attributes and influencing factors, as well as operational impact (if any), collateral damage (if any), etc. There are 63 database fields per data record. Most of these database fields are supported by roll-down menus that consist of carefully defined keywords. These keywords act as data filters when querying the database for a particular set of records. All database applications begin by defining a query, which consist of data filter criteria that are defined using the SQL programming language.

The password protected database is distributed twice annually to respective National Coordinator on a CD. New data records can also be downloaded from the Online-version.

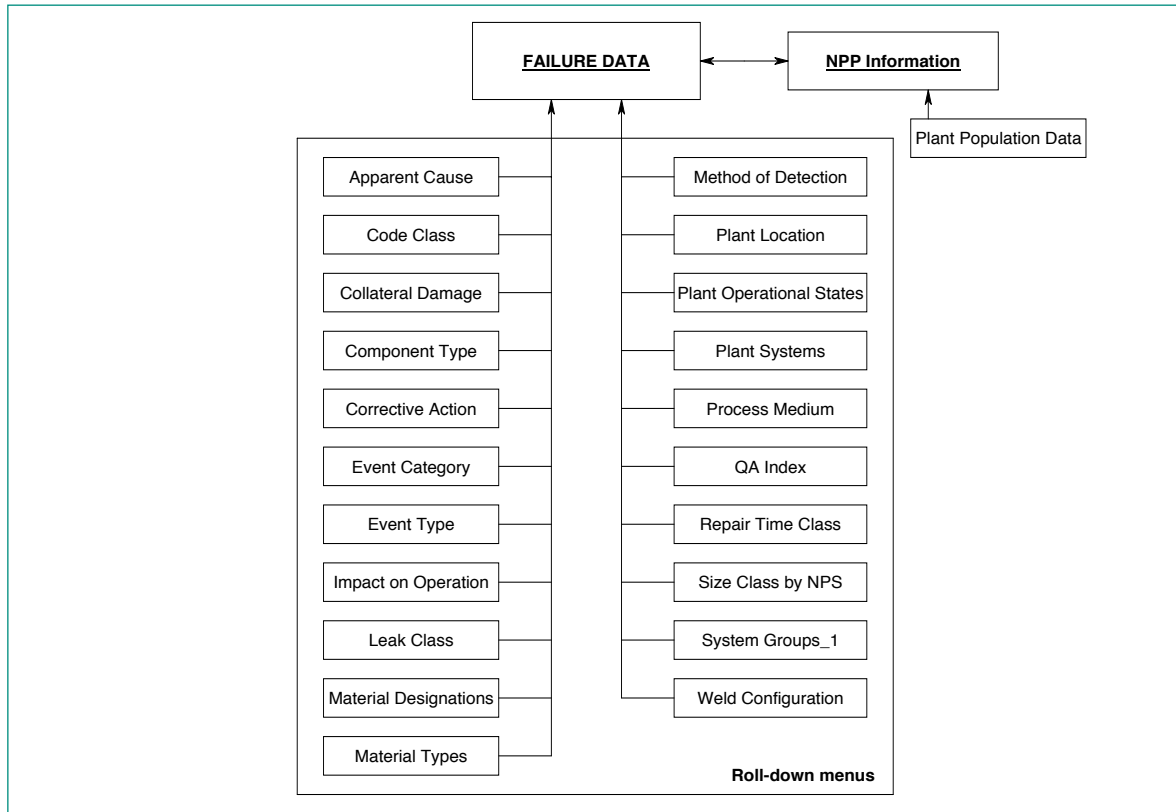


Figure 2: OPDE database structure.

OPDE database 2008 version

The final version of the 2nd term of the project, OPDE 2008:1 includes approximately 3600 records on pipe failure data from 321 nuclear power plants representing ca. 8300 reactor-years of commercial operation. 49 % of the records relate to PWRs, 44 % to BWRs and 4 % to PHWR³. Tables 2 and 3 provide high-level summaries of the database content.

For an event to be considered for inclusion in the OPDE database the NC must screen the event for eligibility. However, the collected information reflects the different national reporting thresholds as well as different in-ser-

vice inspection requirements and practices. Therefore the level of service experience coverage differs between the countries that are represented in the project.

In the database through-wall flaws are characterised by «Quantity Released», «Leak Rate Class», and «Flaw Size» Event reports may not always include details about a through-wall flaw such as duration, leak/flow rate or total quantity released. Knowledge about piping system design and operating pressure and temperature and

³ The PWR event population includes events in WWER reactors in Czech Republic and Finland.

Nominal Pipe Size (NPS) [mm]	Number of Database Records by Failure Type		
	Non ThroughWall Crack / Wall Thinning	Active Leakage	Structural Failure
NPS ≤ 15	47	227	21
15 < NPS ≤ 25	127	882	41
25 < NPS ≤ 50	75	292	15
50 < NPS ≤ 100	214	240	14
100 < NPS ≤ 250	314	310	39
NPS > 250	544	180	29
Total:	1321	2131	159

Table 1: High-level summary (I) of database content.

Degradation/Damage Mechanism	Number of Database Records by Failure Type		
	Non Through-Wall Crack/Wall Thinning	Active Leakage	Structural Failure
Corrosion (incl. crevice corrosion, pitting, galvanic corrosion, microbologically induced corrosion)	45	272	5
Design, construction & fabrication errors	79	239	9
Erosion-corrosion & flow-accelerated corrosion	190	327	50
Stress corrosion cracking (incl., ECSCC, IGSCC, PWSCC, TGSCC)	837	273	0
Thermal fatigue (incl. thermal stratification, cycling and striping)	62	63	3
Vibration fatigue	60	810	48
«Other» (incl., erosion-cavitation, fretting, severe overloading/water hammer, strain induced corrosion cracking (SICC), «classification pending»)	48	147	44
Total:	1321	2131	159

Table 2: High-level summary (li) of database content.

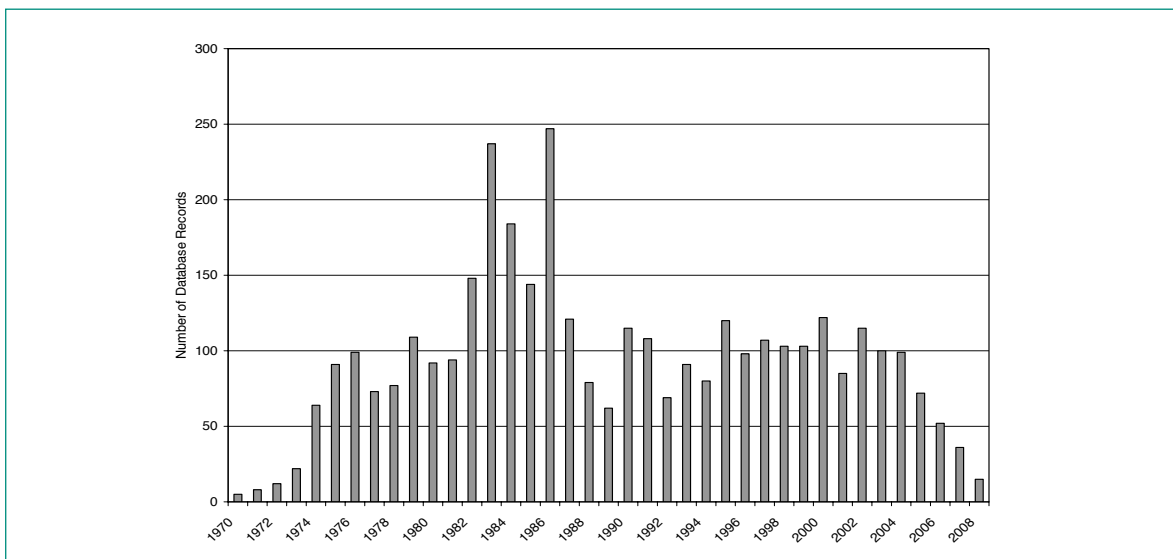


Figure 3: Pipe degradation & failure by calendar year.

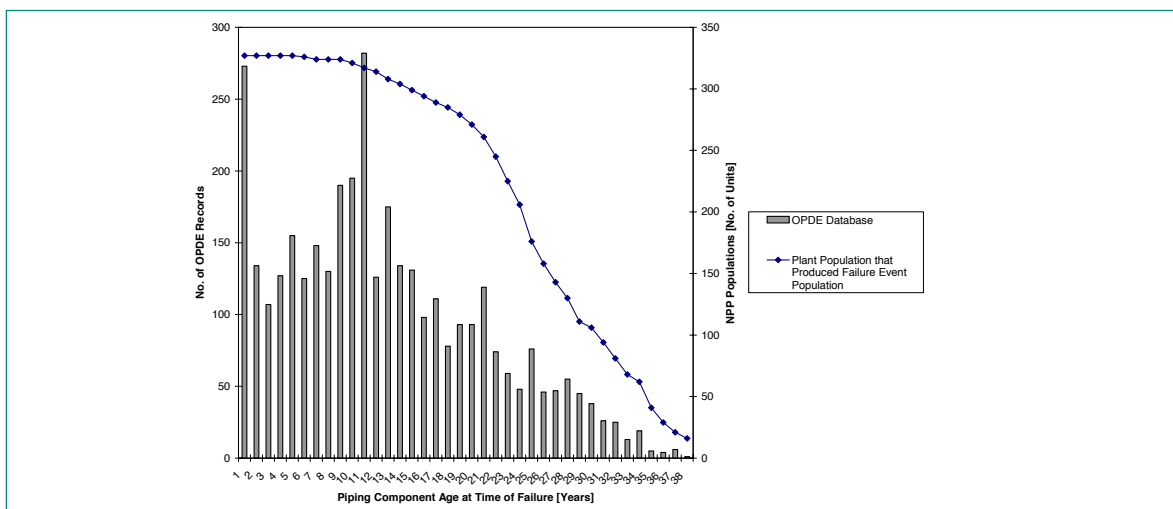


Figure 4: Pipe degradation & failure as a function of in-service time [years].

flaw size usually enable best estimate quantitative assessment to be made of the magnitude of a pressure boundary breach.

Examples from the database are illustrated in Figures 3 and 4. All of these Figures only based on raw data from the database and do not include any analyses.

In Figure 3 the lack of events in the early 1970s is indicative of the low number of plants which had been commissioned. The outliers in the early 1980s are due mainly to the stress corrosion cracking issues in BWR plants. The flow assisted corrosion issues in the PWR class 4 systems from the 1980s are not included in the database. The apparent difference in the trends shown in Figures 3 and 4 is related to the difference in the number of plants in operation for a given year, which has increased over the period covered by the database.

Figure 4 shows the event population as a function piping component age at the time of failure. Included in Figure 4 is the plant population that produced the pipe failure event population as recorded in the OPDE database. It is important to recognise that Figure 4 does not portray any possible effects of plant age on the potential degradation susceptibility of piping.

Workshops and database applications

At the June 2004 National Coordinators Meeting hosted by the Nuclear Research Institute, REZ (Czech Republic), the Project Review Group (PRG) decided to organise a Workshop on OPDE database applications. The OPDE database is user-oriented and application-oriented. The PRG has worked extensively on these two aspects while designing the structure of the database and defining its technical content. Prior to the end of the 1st Term it was considered that the National Coordinators and their organisations could give valuable insights on this work by reporting on actual or planned applications.

The objective of the Workshop, held in Seoul, Republic of Korea on 8 December 2004, was to discuss applications of the OPDE database. The Workshop addressed two questions:

- How has OPDE database been used?
- What can OPDE database be used for?

The Workshop Proceedings are documented in OPDE/SEC(2004)4 (March 2005). These proceedings include 11 presentations covering three types of applications:

- 1) Qualitative evaluations of failure trends and patterns,
- 2) Risk-informed applications in support of RI-ISI pro-

gramme development or probabilistic safety assessment, and

- 3) Advanced applications supporting material science research.

Applications are initiated by members. In order to promote use of the database in member countries the PRG has arranged a number of half day workshops and training session in connection with PRG meetings. In addition to these several opportunities have been to present the OPDE database at international meetings and conferences. Examples of these contributions are listed in the references.

Conclusions and future plans

Conclusions

During the first term the original objectives of the project were achieved and an operational database was launched successfully. Participating organisations committed to continued involvement in the project.

One of the main activities of the 1st and 2nd Terms of the project was continuous database maintenance. That is populating the database with new information as it becomes available. The database format was simplified and finalised during the 1st Term and has not been changed. The current database is run under Microsoft® Access. A recognised limitation or problem with the Access software is the incompatibility of the different software versions. During the 1st Term of the project the database was distributed to participating organisations on a CD in three versions (Access 97/98, Access 2000 and Access 2003). To improve and streamline database input and database distribution a web based user interface was introduced during the 2nd term of the project. Data input is independent of Microsoft® Access. The «On-line» version of database is located at NEA Headquarters in Issy-les-Moulineaux (France) and project participants have access via a secure server.

Third term (2008–2011) planned activities

In addition to continued database maintenance, the 3rd Term of the Project will focus on enhancing the user interface of the Online Version to allow for database searches and report generation.

The Project will continue to encourage and promote practical database applications. The Project will therefore continue to arrange workshops in member countries as requested to promote use of the database, industry involvement, and training of personnel.

Problems of the concurrent use of different versions of Microsoft® Access by the member organisations continue, and the distribution of CDs has become much more complicated and tedious. The conversion to an entirely web-based system both for entering new events and also for downloading the database will be investigated during the third term.

The Clearing House, now that the structure of the database is fixed and most of the validation of old data is complete, will develop the database making it more user-friendly than is the case for a standard application of Microsoft® Access. This is important since the database should be available to a wider range of users and not be limited to those who are proficient in using Microsoft® Access.

Bibliography

- [1] *Lydell, B., Mathet, E. and Gott, K.*: «OECD Pipe Failure Data Exchange (OPDE) Project: A Framework for International Cooperation in Piping Reliability», Proc. American Nuclear Society International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment, Detroit, Michigan, 2002.
- [2] *Lydell, B., Mathet, E. and Gott, K.*: «OECD Pipe Failure Data Exchange Project (OPDE) – 2003 Progress Report», ICONE12-49217, Proc. ICONE-12: 12th International Conference on Nuclear Engineering, Arlington, Virginia, 2004.
- [3] *Nuclear Energy Agency*: OPDE Workshop on Database Applications, OPDE/SEC(2004)4, Issy les Moulineaux, France, 2005.
- [4] *Reck, H. and Schulz, S.*: «Internationale Betriebserfahrung mit Rohrleitungen in Kernkraftwerken: Fortschritt des OECD Pipe Failure Data Exchange (OPDE) Datenbank Projektes», MPA Seminar 32, Stuttgart, Germany, 2006.
- [5] *Viglasky, T et al.*: «The OECD Pipe Failure Data Exchange Project – Validation of Canadian Data», ICONE12-89176, Proc. ICONE-14: 14th International Conference on Nuclear Engineering, Miami, Florida, 2006.
- [6] *Choi, Y.H. and Choi, S.Y.*: «Socket Weld Integrity in Nuclear Piping under Fatigue Loading Conditions», Nuclear Engineering and Design, 237:213-218, 2007.
- [7] *Simonen, F.A., Gosselin, S.R., Lydell, B.O.Y. and Rudland, D.L.*: «Application of Failure Event Data to Benchmark Probabilistic Fracture Mechanics Computer Codes», PVP2007-26373, Proc. 2007 ASME Pressure Vessel and Piping Division Conference, San Antonio, Texas, 2007.
- [8] *Lydell, B., Huerta, A. and Gott, K.*: «Progress with the International Pipe Failure Data Exchange Project»: PVP2007-26278, Proc. 2007 ASME Pressure Vessel and Piping Division Conference, San Antonio, Texas, 2007.
- [9] *Lydell, B.*: «The Probability of Pipe Failure on the Basis of Operating Experience», PVP2007-26281, Proc. 2007 ASME Pressure Vessel and Piping Division Conference, San Antonio, Texas, 2007.
- [10] *Lydell, B. and Olsson, A.*: Reliability Data for Piping Components in Nordic Nuclear Power Plants «R-Book» Project Phase I, SKI Report 2008:01, Swedish Nuclear Power Inspectorate, Stockholm (Sweden), 2008.
- [11] *Lydell, B., Huerta, A. and Gott, K.*: «Characteristics of Damage & Degradation Mechanisms in Nuclear Power Plant Piping Systems», PVP2008-61914, Proc. 2008 ASME Pressure Vessel and Piping Division Conference, Chicago, Illinois, 2008.
- [12] *Nuclear Energy Agency*: OPDE 2008:1 Coding Guideline (OPDE-CG) & User's Guide, OPDE PR01, Version 05, Issy-les-Moulineaux, France, 2008.
- [13] *Lydell, B. and Riznic, J.*: «OPDE – The International Pipe Failure Data Exchange Project», Nuclear Engineering and Design, 238:2115-2123, 2008.

Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik

Autor und Koautoren	Ch. Schuler, G. Butterweck, M. Boschung, S. Mayer und C. Wernli
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+41 (0)56 310 28 78; christoph.schuler@psi.ch; http://www.psi.ch
BFE Projekt-/Vertrag-Nummer	H-100447/H-100448
Dauer des Projekts	1. Januar 2007 bis 31. Dezember 2009

ZUSAMMENFASSUNG

Das Forschungsprojekt «Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik» hatte 2009 die folgenden Schwerpunkte:

Im Rahmen der Aeroradiometrieübung ARM09 nahm die Schweiz an der trinationalen Übung in Deutschland teil. Eine neuartige Suchstrategie erbrachte wesentliche Fortschritte im Aufspüren von im Gelände verborgenen radioaktiven Quellen.

Experten des PSI wirkten durch die aktive Mitarbeit in zwei verschiedenen Arbeitsgruppen der Technischen Kommission 85 der Internationalen Standardorganisation ISO an wesentlichen Fortschritten in der Revision von für den Strahlenschutz grundlegenden Normenwerken mit.

Monte-Carlo-Simulationsrechnungen des PSI-Ganzkörperzählers mit dem Ziel, rechnerische Kalibrierungen ohne den Einsatz von Radionukliden durchführen zu können, wurden mit verschiedenen Methoden validiert und wo notwendig verbessert.

Untersuchungen zu Linearität, Reproduzierbarkeit und Empfindlichkeit des neueingeführten TASL-Detektorauswertesystems werden die Grundlagenkenntnisse der am PSI etablierten Personen-Neutronendosimetrie mit CR-39-Detektoren verbessern.

Mit MADUK-Sonden beobachtete Umgebungsdosisleistungserhöhungen konnten mittels parallel durchgeführter Photonen-Spektrometrie erklärt werden und als Folge der PSI-üblichen Abgaben von Positronen-Emittern interpretiert werden.

Projektziele

Grundsätzliches Ziel des Projekts

Gemäss Vereinbarungen vom 1. Januar 2007 zur Zusammenarbeit in der generischen und praktischen Strahlenschutzforschung ist das grundsätzliche Ziel dieses Forschungsprojektes, mit geeigneten Studien, Entwicklungsarbeiten sowie Messkampagnen auf eine

Verbesserung der Dosimetrie hinzuwirken, wobei diese Arbeiten durch die Sektion Messwesen des PSI in enger Zusammenarbeit mit dem ENSI zu leisten sind.

G geplante Teilprojekte

Im Rahmen des Forschungsprojektes wurden im Jahr 2009 die folgenden Teilprojekte bearbeitet:

Nr.	Teilprojekt	Ziel
05/1	Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen	Überprüfung von Aeroradiometrie-Messeinrichtung und -Datenverarbeitung und wissenschaftliche Auswertung von Messdaten
08/1	Laufende Berichterstattung über die Expertentätigkeit im Gebiet internationaler Strahlenschutz-Normung, insbesondere ISO	Orientierung des ENSI; Mitarbeit bei Neugestaltung oder Revisionen von Normenwerken
08/3	Validierung von Monte-Carlo-Kalibrierungen des PSI-Ganzkörperzählers	Unabhängigkeit von Kalibriernukliden und grössere geometrische Variabilität durch Einsatz gerechneter Kalibrierphantome
09/3	Weiterentwicklung der n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren	Untersuchungen zu Linearität, Reproduzierbarkeit und Empfindlichkeit des TASL-Detektorsystems
09/4 ad hoc	Umgebungs-Dosisleistungsspitzenwerte von MADUK-Sonden	Abklärung der Ursache der Dosisleistungsspitzenwerte

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Übersicht Stand der Arbeiten

05/1 Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen

Die Messflüge im Rahmen der Übung ARM09 fanden vom 22. bis 26. Juni 2009 unter der Leitung von G. Scharding (Nationale Alarmzentrale, NAZ) und Koordination durch die Fachgruppe Aeroradiometrie (FAR) statt. Turnusgemäss wurden die Kernkraftwerke Mühleberg (KKM) und Gösgen (KKG) aeroradiometrisch vermessen. Die Messungen zeigten ähnliche Werte, wie sie bereits in vergangenen Jahren gemessen wurden. Als Schwerpunkt der diesjährigen Übung nahm die Schweiz an einer trinationalen Übung in Deutschland teil. An dieser durch das deutsche Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) und die deutsche Bundespolizei organisierten Übung nahmen Aeroradiometrie-Teams aus Deutschland, Frankreich und der Schweiz teil. Die Übungsgebiete lagen in der Nähe von München und in der Oberpfalz.

Teilprojekt	Abgeschlossen mit Bericht	Zurzeit in Bearbeitung (Einzelheiten in den entsprechenden Abschnitten)
05/1		X
08/1		X
08/3		X
09/3		X
09/4 ad hoc	[1]	

Eine der durch das BfS gestellten Übungsaufgaben bestand aus dem Aufspüren und Erkennen von fahrenden PKW mit radioaktiven Quellen. Es zeigte sich, dass diese Aufgabe von keinem der Teams zufriedenstellend gelöst werden konnte. Trotz mehrfacher Überflüge beider Fahrzeuge konnte nur ein Fahrzeug mit einer Co-60-Quelle identifiziert werden. Auch dies gelang erst, als der Helikopter eine Gruppe von verdächtigen Fahrzeugen überholte und im Schwebeflug wartete, bis das gesuchte Fahrzeug den Helikopter erneut passierte.

Die Suche nach im Gelände versteckten Quellen wurde in der direkten Umgebung des Flugfeldes der Bundespo-

lizei in Oberschleissheim durchgeführt. Das Schweizer Team verwendete die in der trinationalen Übung 2007 erfolgreich von den französischen Kollegen eingesetzte Suchstrategie. Zum einen wurde eine möglichst geringe Flughöhe (60 m) gewählt, zum anderen wurde angestrebt, zahlreiche dicht liegende Fluglinien in dem vorgegebenen Zeitintervall abzufliegen. Das Suchgebiet war vergleichsweise eben, so dass mit vergleichsweise hoher mittlerer Geschwindigkeit von 180 km/h gesucht werden konnte. Die bei den engen Wendemanövern auftretenden Kräfte wurden durch die Piloten unterhalb von 2 g gehalten, was aber dennoch das quer zur Flugrichtung sitzende Messteam aussergewöhnlich belastete. Der Vergleich zwischen den aufgrund der Messergebnisse identifizierten Quellen (Tabelle 1) und den Angaben der im Gelände platzierten Quellen (Tabelle 2) demonstriert dagegen eindrücklich den Vorteil dieser Suchstrategie.

Messungen in verschiedenen Höhen über dem Chiemsee ergab Nachholbedarf bei der Untergrundsbestimmung für das Schweizer Messsystem.

08/1 Laufende Berichterstattung über die Expertentätigkeit im Gebiet internationaler Strahlenschutz-Normung, insbesondere ISO

Der Revisionsprozess des Teils 1 des Standards ISO 7503 «Measurement of radioactivity – Evaluation of surface contamination: Part 1: Beta-emitters (maximum beta energy greater than 0,15 MeV) and alpha-emitters» ist in der Arbeitsgruppe WG17 «Measurement of radioactivity» des ISO TC85/SC2 nach längerem Unterbruch wieder in Gang gekommen. Es liegt nun ein vielversprechender erster Entwurf vor, welcher einen Ansatz für eine rechnerische Kalibrierung beinhaltet, wie sie an den akkreditierten Kalibrierstellen des PSI und des IRA angewendet wird.

Durch die verspätete Publikation von ISO Final Draft International Standard (FDIS) 2889 «Sampling Airborne Radioactive Materials from the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities» am 6.11.2009 war die Arbeitsgruppe ISO TC85/SC2 WG14 in 2009 praktisch blockiert. Das Abstimmungsergebnis zum FDIS bestimmt, ob der Normentwurf grundlegend zu überarbeiten ist, oder sich die

Nr.	Breite	Länge	UTM x [m]	UTM y [m]	Nuklid	Aktivitäts-Bereich [GBq]
1	11° 33.1824'	48° 14.0480'	32689575	5345475	¹³⁷ Cs	0.35 – 0.9
2	11° 33.5538'	48° 14.1218'	32690030	5345627	⁶⁰ Co	0.1 – 0.4
3	11° 33.6157'	48° 14.1479'	32690105	5345678	⁶⁰ Co	0.1 – 0.4
4	11° 33.7322'	48° 14.0363'	32690256	5345476	⁶⁰ Co	0.1 – 0.4
5	11° 33.8832'	48° 13.9382'	32690450	5345270	¹³¹ I; ¹³³ Ba	1 – 2
6	11° 34.2493'	48° 14.3751'	32690875	5346125	¹³⁷ Cs	0.3 – 0.7
7	11° 33.8573'	48° 13.8089'	32690425	5345060	¹³⁷ Cs	0.6 – 1.5

Tabelle 1: Daten der durch das Schweizer Team identifizierten Quellen.

Nr.	Nr CH	Nuklid	Länge	Breite	Aktivität (22.6.2009) [MBq]
1	1	¹³⁷ Cs	48° 14.059'	11° 33.197'	192
2	7	¹³⁷ Cs	48° 13.792'	11° 33.860'	321
3	5	¹³¹ I	48° 13.935'	11° 33.880'	1000
4	–	²²⁶ Ra	48° 14.125'	11° 33.875'	5.46
5	–	¹³⁷ Cs	48° 14.242'	11° 33.942'	64
6	2 + 3	⁶⁰ Co	48° 14.134'	11° 33.579'	103
7	4	⁶⁰ Co	48° 14.045'	11° 33.771'	82

Tabelle 2: Daten der vom Veranstalter ausgelegten Quellen.

Arbeitsgruppe neuen Themenfeldern zuwenden kann. Expertentätigkeit und Berichterstattung werden im Jahr 2010 weitergeführt.

08/3 Validierung von Monte-Carlo-Kalibrierungen des PSI-Ganzkörperzählers

Bei diesem in Zusammenarbeit mit dem IRA geführten Studien-Projekt geht es darum, die Effizienz des Ganzkörperzählers des PSI mit MC-Simulationen zu berech-

nen. Das IRA erstellt und realisiert das virtuelle Modell des Messsystems. Dies beinhaltet neben der Umgebung (Messraum, Probandenliege) die Modellierung des Detektors und der am PSI vorhandenen Kalibrierphantome. Das PSI führt Messungen im Ganzkörperzähler mit Punkt- und Flächenquellen sowie mit einfachen und komplexeren Geometrien durch (z. B. IGOR-Blockphantom). Die Verifizierung des Detektormodells und des Systemmodells erfolgt durch Vergleich der experimen-

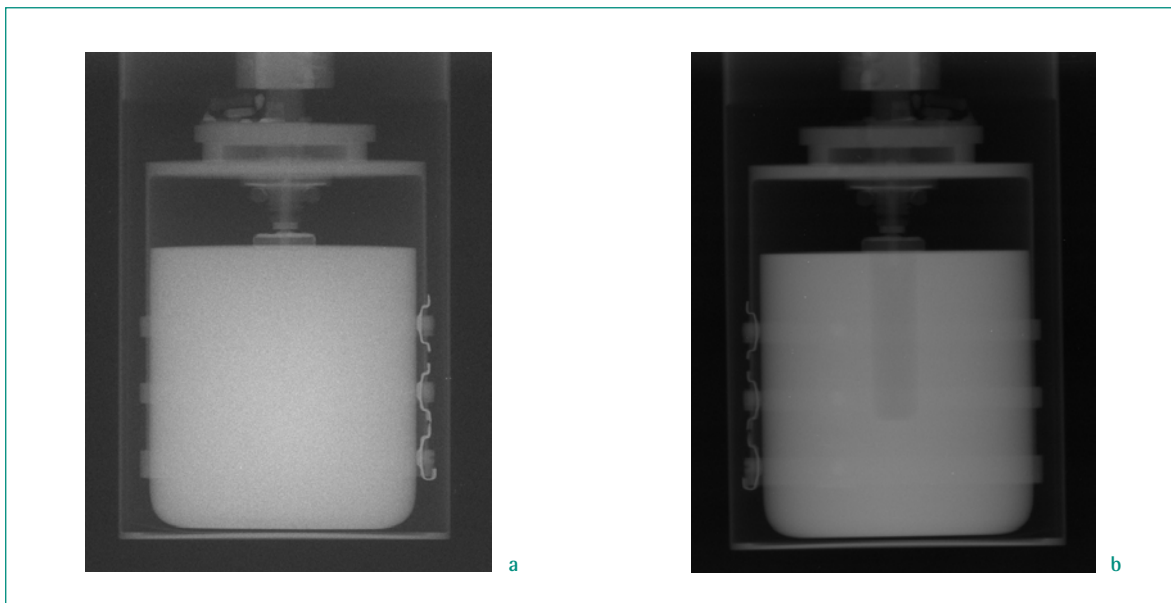


Abbildung 1: Röntgenaufnahmen des Ganzkörper-Detektors aufgenommen mit der Röntgenanlage TI320 (a) resp. GTS80-Anlage (b) der Eichstelle. Erkennbar sind die äusseren Begrenzungen des Germanium-Kristalls, die Befestigungsvorrichtung des Detektors, die Schutzkappe um den Kristall sowie Teile der Anbindung von Kühl- und Versorgungssystemen. Bei der Aufnahme mit der Co-60-Quelle der GTS80-Anlage ist auch der Hohlraum im Detektorzentrum zu erkennen.

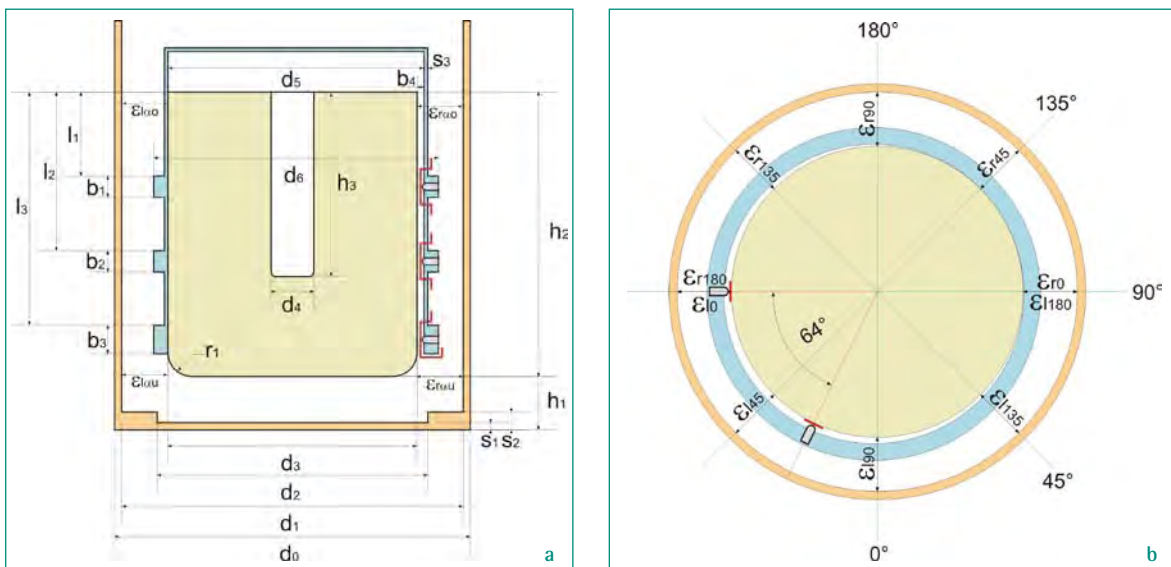


Abbildung 2: Skizze des Ganzkörper-Detektors als Seitenansicht (a) und Aufsicht (b).

tellen Werte mit den gerechneten Daten. Folgende Projektschritte wurden definiert:

- Bestimmung 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 komplexeren 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.

In der Berichtsperiode wurden mit Röntgen-Aufnahmen die geometrischen Abmessungen des Ge-Detektors bestimmt [1]. Die Abbildung 1 zeigt zwei typische Aufnahmen, welche mit der Röntgenanlage TI320 (Strahlenqualität N-300) und der GTS80-Bestrahlungsanlage (Co-60) der Eichstelle durchgeführt wurden. Der Vergleich der aus diesen Aufnahmen ermittelten Detektorabmessungen mit den Herstellerangaben zeigt eine gute Übereinstimmung. Anhand der Aufnahmen aus verschiedenen Richtungen wurde eine schwache Verschiebung des Detektors von der Zentralachse festgestellt (Abbildung 2). Mit diesen Radiografieaufnahmen war es nun möglich, das Detektormodell für die Simulationsrechnung anzupassen und zu optimieren. Somit konnte die vollständige Messgeometrie Messraum-Stuhl-Detektor als virtuelles MC-Modell umgesetzt werden.

Es wurden Messungen mit Punkt- und Flächenquellen der Radionuklide Cs-137, Co-60, Ra-226 und Eu-152 durchgeführt. Mit den Messergebnissen der Punktquellen konnte die Totschicht des Detektors iterativ ermittelt werden. Das IRA hat dabei eine seitlich und frontal zum Detektorzylinder liegende Totschicht definiert und angepasst. Eine optimale Angleichung an die Messwerte wurde mit Totschichten von 1.35 mm (frontal) und 1.60 mm (seitlich) erzielt. Die Abweichungen zwischen Messung und Simulation sind dabei immer kleiner als 5 %. Ohne zusätzliche, umfangreiche Messungen ist keine bessere Übereinstimmung zu erwarten. Diese wird jedoch als genügend angesehen. Erste Messungen mit einfachen Geometrien (IGOR-Quellen, 6 IGOR-Blöcke) wurden ebenfalls durchgeführt. Der Vergleich zwischen Simulation und Messung zeigt hier jedoch grössere Abweichungen. Der Quotient Simulation zu Messung liegt dabei zwischen 0.48 und 1.21. Die Ursache dieser Ab-

weichungen konnte noch nicht bestimmt werden. Bevor nun weiterführende Messungen mit dem IGOR-Phantom durchgeführten werden, müssen die festgestellten Abweichungen verstanden und eliminiert werden. Das Teilprojekt wird im Jahr 2010 weitergeführt.

09/3 Weiterentwicklung der n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren

Am PSI wird seit 1999 in der Personen-Neutronendosimetrie das Material CR-39 als Detektor verwendet. In einem zweistufigen, chemischen Ätzprozess werden Spuren im Detektormaterial entwickelt, welche anschliessend auf dem Auswertegerät Autoscan 60 ausgewertet und gezählt werden können. Mit einer CCD-Kamera werden Lichtzentren erfasst, welche durch Brechung des seitlich am Detektor eingebrachten Lichtes an den Spuren an der Detektoroberfläche entstehen. Entwicklungen auf dem Gebiet der computergestützten Bildanalyse und der digitalen Mikroskopie haben nun neuartige Auswertetechniken hervorgebracht. Ein solches System von der Firma TASL (Bristol, UK) wurde Anfangs Jahr beschafft. Das TASLImage-System besteht aus einem hochwertigen Nikon-Mikroskop, einem motorisierten, ultraschnellen Objektisch-Achsensystem in zwei Richtungen, einer Steuereinheit und einem proprietären Auswerteprogramm (Abbildung 3). Für die Auswertung eines Detektors wird flächendeckend die Detektoroberfläche vollautomatisch abgetastet und mikroskopisch erfasst. Während der komplexen Bildanalyse werden alle erfassten und erkannten Objekte mit Hilfe von bis zu 31 Parametern, wie z.B. Grösse, Form, Position, optische Dichte, Qualität der Messung, Schärfe, usw., charakterisiert. Rund 20 Parameter werden für die weitere Analyse und Ermittlung eines Messergebnisses verwendet. Die Verteilung der Parameterwerte über die Detektoroberfläche (z.B. Grössenverteilung) ist dabei charakteristisch für einen gewissen Spurtyp (siehe Abbildung 4: Spuren von Rn-222 oder Cf-252). Durch die Kombination von verschiedenen Parameterverteilungen wird es dabei möglich, die Messdaten optimal auszunutzen und im Idealfall den Detektoruntergrund und die Detektorempfindlichkeit individuell zu bestimmen. Dies setzt eine umfassende Datenbasis voraus, bestehend aus typischen Werten für die entscheidenden Parameter der Auswertung, welche wiederum aus einer möglichst grossen Anzahl von Detektorauswertungen gewonnen wurden. Diese Datenbasis wurde von der Firma TASL bereits für ihr CR-39 Detektormaterial und drei verschiedenen Ätzprozeduren erfasst und ist im Auswertesystem fix integriert.



Abbildung 3: TASL-Auswertesystem mit Mikroskop und Objekt-Tisch (links) sowie Steuereinheit und PC (rechts).

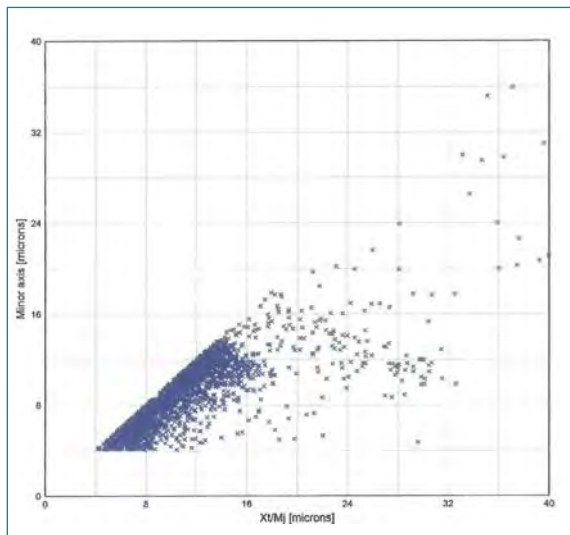
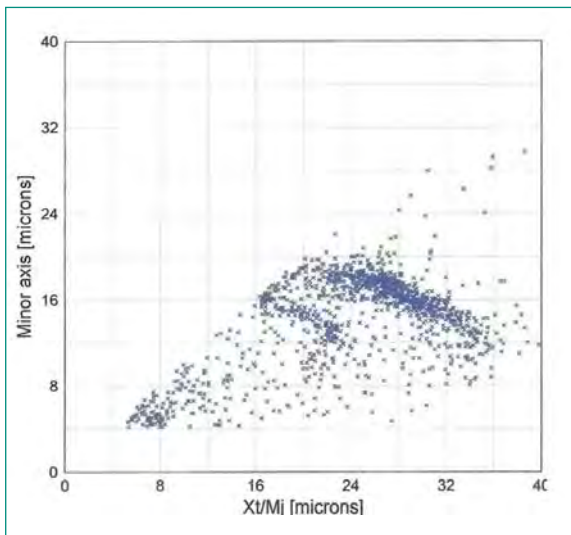


Abbildung 4: Spurgrößen durch Alpha-Strahlung bei Rn-222 (links) oder Neutronen bei Cf-252 (rechts). Aufgezeichnet sind jeweils die Länge der kleinen Objektachse (Minor axis) in der Vertikalen und die Länge der (projizierten) langen Objektachse (Xt/Mj) in der Horizontalen.

Im Berichtsjahr wurden erste Experimente mit dem neuen TASL-System durchgeführt. Ziel dieser Versuche war es, erste Erfahrungen zu sammeln und verschiedene Möglichkeiten des Auswertegeräts kennenzulernen. Anschliessend wurde ein detailliertes Untersuchungsprogramm gestartet. Die Schwergewichte dieser Untersuchungen lagen bei: a) Überprüfung der Reproduzierbarkeit der Auswertung; b) Bestimmung der Linearität im Dosisbereich 0.5 bis 100 mSv; c) Einfluss der Ätzparameter Temperatur und Zeit auf die Auswertergebnisse. Der Punkt a) wurden mit Detektoren des Standardmaterials (Thermo Electron) und Standardätzprozedur durchgeführt. Die Untersuchung für Punkt b) und c) wurden mit dem Material und Ätzprozedur von TASL durchgeführt. Die Ergebnisse der Experimente werden zusammengefasst und im Rahmen von europäischen

Tagungen (IM2010 und IRPA2010) präsentiert und publiziert werden.

Das Teilprojekt wird im Jahr 2010 weitergeführt.

09/4 ad hoc Umgebungs-Dosisleistungsspitzenwerte von MADUK-Sonden

Auf dem Gelände des PSI betreibt das ENSI zwei Sonden des MADUK-Messnetzes. Diese Sonden sind in der Nähe des Personalrestaurants Oase (PSI-Oase) und des Gästehaus-West (PSI-Gästehaus) installiert. Nach dem Austausch durch empfindlichere Sonden wurden sporadische Erhöhungen der Dosisleistung um ca. 20 nSv/h beobachtet. Unter Strahlenschutzgesichtspunkten ist diese Erhöhung um ca. 20 % des natürlichen Untergrunds unerheblich. Von der messtechnischen Warte aus gesehen ist es dagegen hochinteressant, ob diese

Messwerte eine reale physikalische Basis besitzen. Kurzfristige und durchaus höhere Anstiege der Dosisleistung treten während Niederschlagsperioden häufig auf und sind auf die Deposition von Radonzerfallsprodukten zurückzuführen. Mit den neuen Sonden wurden aber auch Erhöhungen der Dosisleistung beobachtet, die ohne Niederschlagsereignisse auftraten. Eine erste Massnahme zu Überprüfung der erhöhten Messwerte war ein Vergleich zwischen der MADUK-Sonde PSI-Oase und einer in direkter Nähe installierten Sonde des NADAM-Messnetzes. Auch bei der NADAM-Sonde konnten in den diesbezüglichen Zeitintervallen erhöhte Messwerte beobachtet werden, was eine Fehlmessung durch die MADUK-Sonde eher unwahrscheinlich machte. Eine detaillierte Analyse der Wetterbedingungen zeigte einen Zusammenhang zwischen Windrichtung und den Inter-

vallen mit erhöhten Dosisleistungen auf. Es zeigte sich, dass die betrachteten Erhöhungen der Dosisleistung mit Wind aus Richtung der Abgabestellen im West-Areal des PSI einhergehen. Für eine genauere Untersuchung wurden in unmittelbarer Nähe der MADUK-Sonde PSI-Oase temporär eine Hochdruck-Ionisationskammer und ein hochauflösendes Gammaspektrometer installiert. Zum Vergleich zwischen den Dosisleistungsmessgeräten und dem Gammaspektrometer wurde die Grösse SDI (Spectrum Dose Index) verwendet. Der SDI berechnet sich aus der Summe des Produkts aus Kanalnummer und Zählrate im jeweiligen Kanal, summiert über alle Energiekanäle des Photonenspektrums. Nach Multiplikation mit einem Kalibrierfaktor kann auf diese Weise aus dem Photonenspektrum eine Dosisleistung abgeleitet werden. Der Kalibrierfaktor wurde durch direkten Vergleich zwischen Messwerten der MADUK-Sonde und dem SDI abgeleitet. Abbildung 5 zeigt den Vergleich der Dosisleistungen für das Zeitintervall, aus welchem der Kalibrierfaktor abgeleitet wurde.

In der Nacht vom 6. auf den 7. Juli 2009 wurde erneut eine Erhöhung der Ortsdosisleistung bei trockenem Wetter an der MADUK-Sonde PSI-Oase beobachtet. Abbildung 6 zeigt den Verlauf der Ortsdosisleistungen während dieser Periode. Die in Abbildung 6 markierten Messpunkte entsprechen der Nummerierung von stündlich integrierten Photonenspektren. Spektren Nummer 6, 10 und 11 repräsentieren Phasen mit erhöhter Ortsdosisleistung, während Spektrum Nummer 12 zum Vergleich als Untergrund aufgefasst werden kann. Abbildung 7 stellt die entsprechenden Energiespektren dar. Es ist klar zu sehen, dass die Zählrate unterhalb von 511 keV in den Spektren während der erhöhten Dosisleistungsmesswerte angestiegen ist. Die Energie

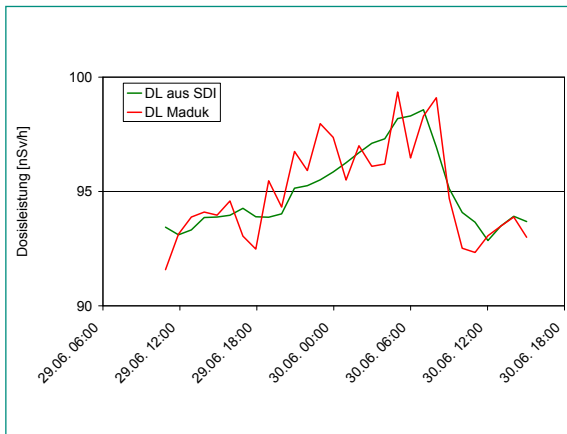


Abbildung 5: Vergleich zwischen der gemessenen Ortsdosisleistung der MADUK-Sonde PSI-Oase mit der aus dem SDI berechneten Ortsdosisleistung für das Zeitintervall der Kalibrierung. Die Datumsangaben beziehen sich auf das Jahr 2009.

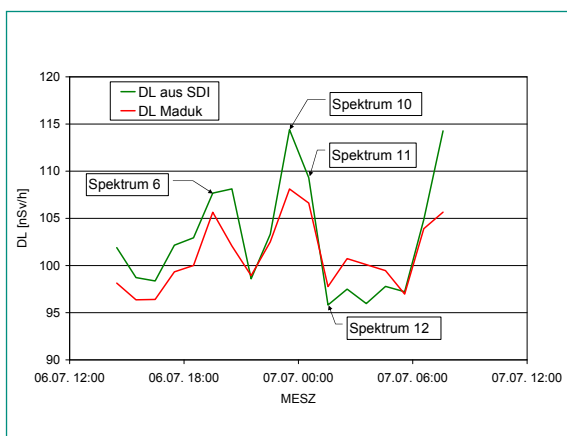


Abbildung 6: Vergleich zwischen der gemessenen Ortsdosisleistung der MADUK-Sonde PSI-Oase mit der aus dem SDI berechneten Ortsdosisleistung. Die Datumsangaben beziehen sich auf das Jahr 2009.

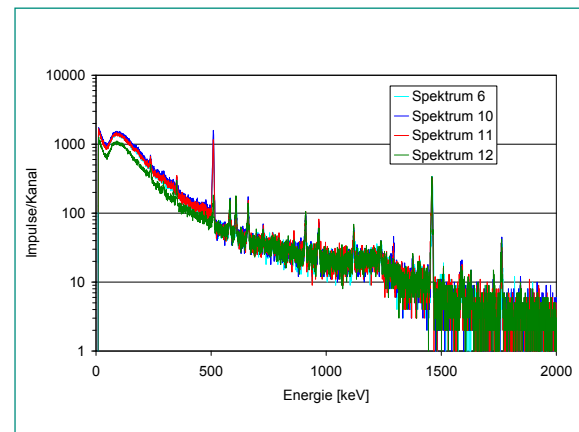


Abbildung 7: Energiespektren während der Episode mit erhöhter Dosisleistung im Vergleich zu einem Untergrundspektrum.

von 511 keV entspricht der Vernichtungsstrahlung beim Aufeinandertreffen von Positronen und Elektronen. Diese Photonen tragen durch Compton-Streuung auch unterhalb von 511 keV zum Energiespektrum bei.

In einem nächsten Schritt wurden die Aktivitäten von Positronenstrahlern (^{11}C , ^{13}N , ^{15}O , ^{18}F , ^{41}Ar und ^{24}Ne) betrachtet, welche von den Fortluftanlagen PSI-West im betrachteten Zeitintervall abgegeben wurden. Sowohl während der Periode mit erhöhter Ortsdosisleistung als auch im Anschluss daran sind die von den Fortluftanlagen des PSI-Westareals abgegebenen Aktivitäten gleich hoch (Tabelle 3).

Ausbreitungsrechnungen mit dem am PSI verwendeten ESS41-Gauss-Wolkenmodell ermitteln die aufgrund der Emissionen von Positronenstrahlern erwartete Ortsdosisleistungserhöhung zwischen Mitternacht und ein Uhr am 7.7.2009 am Standort PSI-Oase zu 5 nSv/h. Dieser Wert entspricht lediglich der Hälfte der beobachteten Ortsdosisleistungserhöhung, stimmt aber im Rahmen der Modellierungs- und Messunsicherheiten mit diesem überein. Leider berechnet das Modell ESS41 lediglich Dosen in Hauptwindrichtung, so dass ein Vergleichswert für die Periode zwischen drei und vier Uhr für den Standort PSI-Oase nicht angegeben werden kann.

Zusammenfassend konnte gezeigt werden, dass die neuen und empfindlicheren MADUK-Sonden in der Lage sind, die geringfügige Ortsdosisleistungserhöhung aufgrund der Abgabe von Positronenstrahlern im West-Areal des PSI nachzuweisen. Diese Dosisleistungserhöhung entspricht der Erwartung aus Modellrechnungen zur Ausbreitung der Emissionen des PSI [2].

Dieses Ad-hoc-Teilprojekt ist abgeschlossen.

Nuklid	Aktivitätsabgaberate [MBq/h] Zeit 7.7.2009 MESZ	
	0:00 – 1:00	3:00 – 4:00
^{11}C	1400	1400
^{13}N	1400	1400
^{15}O	5700	5900
^{18}F	100	100
^{41}Ar	600	500
^{24}Ne	–	60

Tabelle 3: Aktivitätsabgaberraten während und nach der Periode mit erhöhter Ortsdosisleistung.

Bewertung 2009 und Ausblick 2010

Die im Abschnitt «Geplante Teilprojekte» beschriebenen gesetzten Ziele konnten aus Sicht des PSI für die in Bearbeitung befindlichen Teilprojekte und das Ad-hoc-Teilprojekt erreicht werden.

Die Teilprojekte 05/1, 08/1, 08/3 und 09/3 werden 2010 im Rahmen des Projekts weitergeführt.

Referenzen

- [1] M. Boschung, S. Mayer, K. Meier, F. Bochud, J.-P. Laedermann: Charakterisierung des Ganzkörper-Detektors des PSI mittels Radiografie, TM-96-09-01, 2009.
- [2] O. Gebhardt, G. Butterweck: Ermittlung der Ortsdosisleistung am Standort «Oase» durch Abgaben der zentralen Fortluftanlage des PSI-West, TM-96-09-10, 2009.

Zusammenarbeit in der Radioanalytik

Autor und Koautor	J. Eikenberg, M. Jäggi
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit
Adresse	CH-5232 Villigen
Telefon, E-Mail	+41 (0)56 310 23 40, jost.eikenberg@psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 1995 bis 31. Dezember 2009

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen des Projektes Zusammenarbeit HSK-Radioanalytik neben der Teilnahme an fortlaufenden Vergleichsmessungen folgende Studien und Entwicklungsarbeiten durchgeführt und vollständig abgeschlossen:

- Entwicklung einer Schnellmethode für die Bestimmung von ^{89}Sr und ^{90}Sr in Frischmilch
- Simultane Bestimmung von ^{241}Pu , ^{240}Pu , ^{239}Pu und ^{238}Pu in Schlammproben via LSC, Alpha- und Massenspektrometrie – Zusatz: Schnelle Methode für Aktiniden in Bodenproben
- Bestimmung von ^3H und ^{14}C in Schlammproben und Reaktorrückbau-Komponenten mit einem Gasextraktionssystem

Die Entwicklung einer Schnellmethode für die Bestimmung von ^{89}Sr und ^{90}Sr in Frischmilch konnte erfolgreich abgeschlossen werden. Die Methode basiert auf einer direkten Anlagerung von Sr an einen Chelatbildner. Die Entwicklungsarbeiten für die simultane Bestimmung von ^{241}Pu , ^{240}Pu , ^{239}Pu und ^{238}Pu in Schlammproben via LSC, Alpha- und Massenspektrometrie sind ebenfalls beendet. Die

Messwerte von Alpha- und Massen-Spektrometrie (MS) stimmen im Prozentbereich überein. Eine Diskrepanz von ca. 15 % zwischen den Messtechniken LSC und MS soll im kommenden Jahr anhand von Referenzmaterialien und Beteiligung von 2 zusätzlichen Speziallaboratorien des Bundes herausgefunden werden.

Bei dem Abschnitt nationale und internationale Zusammenarbeit werden die Ergebnisse zahlreicher, vorwiegend internationaler Vergleichsmessungen aufgelistet und das Abschneiden des PSI-Radioanalytiklabors im Vergleich zu Referenzwerten und Labormittelwerten bewertet. Im Jahr 2009 wurden folgende Vergleichsmessungen durchgeführt: γ -Strahler in wässriger Referenzlösung (IRA, Lausanne), γ -Strahler, Tritium und ^{89}Sr , ^{90}Sr in Reaktorwasser und synthetischem Wasser (BfS, Berlin), γ -Strahler in Urin und α -Strahler (U + Transurane) in Stuhlasche (PROCORAD, CEA-Paris). Bei fast allen Vergleichsmessungen lässt sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen, die Abweichungen sind mehrheitlich unterhalb von 10 %.

Projektziele

Gemäss dem jährlichen Jahresprogramm wurden für 2009 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

Thema 09/1; Entwicklung einer Schnellmethode für die Bestimmung von ^{89}Sr und ^{90}Sr in Frischmilch:

Thema 09/2; Simultane Bestimmung von ^{241}Pu , ^{240}Pu , ^{239}Pu und ^{238}Pu in Schlammproben via LSC, Alpha- und Massenspektrometrie – Zusatz: Schnelle Methode für Aktiniden in Bodenproben:

Thema 09/3; Bestimmung von ^3H und ^{14}C in Schlammproben und Reaktorrückbau-Komponenten mit einem Gasextraktionssystem:

Thema 09/4 (Ad-hoc-Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter):

Thema 09/5 (Teilnahme an Vergleichsmessungen):

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Thema 09/1; Entwicklung einer Schnellmethode für die Bestimmung von ^{89}Sr und ^{90}Sr in Frischmilch:

Bei der neuen Methode, die als Arbeitsvorschrift (AARA50) in das QM-System aufgenommen wurde, werden die Elemente der zweiten Hauptgruppe direkt im neutralen Medium an einen Chelatbildner (Chelate P) gebunden. Dadurch gelingt eine saubere Abtrennung von den Fettstoffen und Proteinen. Nach der Trennung der flüssigen und festen Phase werden die Erdalkalimetalle vom Chelatbildner im sauren Medium eluiert und dieses Eluat wird über eine selektive Sr-Spec[®] Kolonne gegeben. Die Weiterbehandlung erfolgt analog zu den Vorschriften von Gras, Wasser und Boden, das bedeutet Elution bei neutralem pH, Mischung mit Szintillationsflüssigkeit und Messung mit den validierten 2- und 3-Fenstermethoden.

Thema 09/2; Simultane Bestimmung von ^{241}Pu , ^{240}Pu , ^{239}Pu und ^{238}Pu in Schlammproben via LSC, Alpha- und Massenspektrometrie – Zusatz: Schnelle Methode für Aktiniden in Bodenproben:

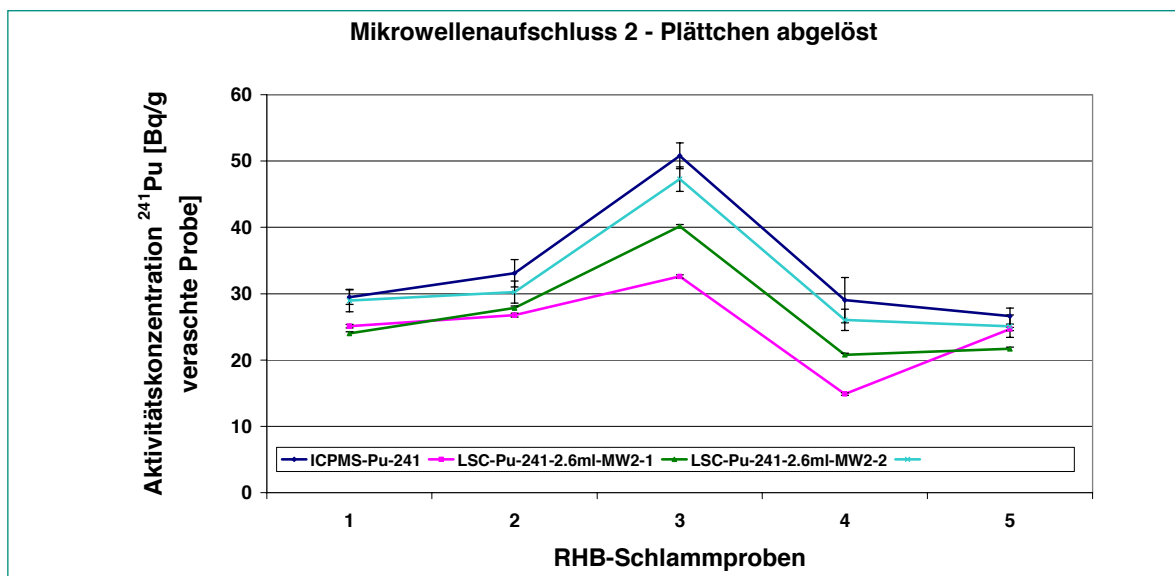
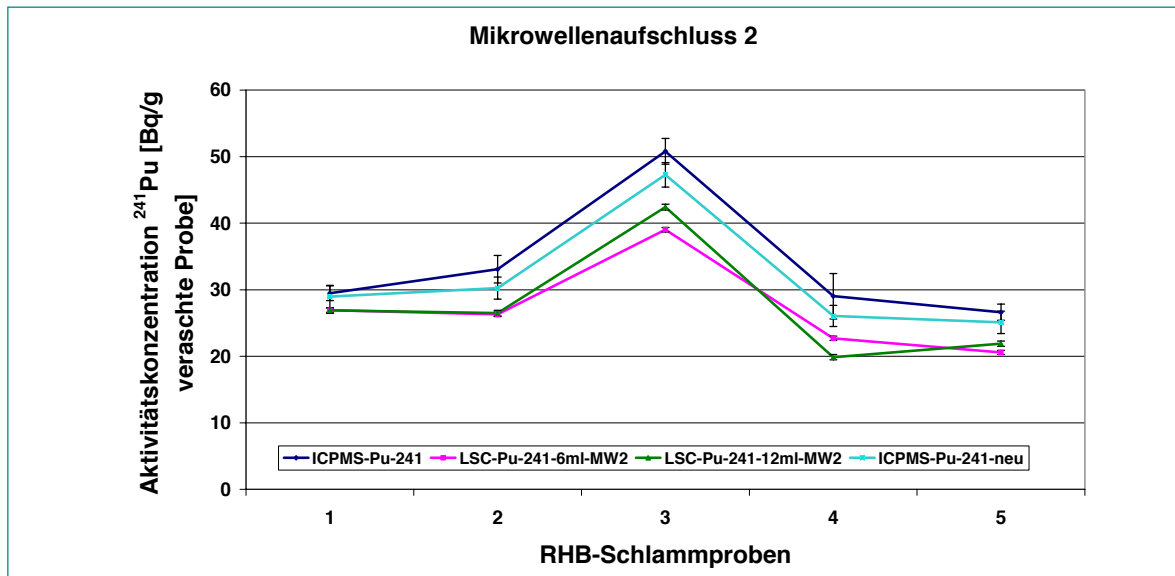
Das Ziel der vorliegenden Arbeit ist es, am PSI mittels

LSC-Messungen die ^{241}Pu -Aktivität, z.B. von Schlammproben bestimmen zu können, die weder low-level (kann nicht mit einem TriCarb bestimmt werden), noch hoch radioaktiv sind (müsste im Hotlabor bestimmt werden). Die Methode wurde bislang mit Schlammproben aus dem RHB-Wald getestet und etabliert. Dazu wurden die Proben mit der Mikrowelle aufgeschlossen. Nach dem Mikrowellenaufschluss wurde ein Aliquot des gewonnenen Filtrates (6 ml oder 12 ml) mit ^{242}Pu Tracer vermischt, Pu radiochemisch über die BIO-RAD-AG-1-X2-Säule getrennt und elektrolysiert. Das Elektrolysepräparat wurde dann mit der hochauflösenden α -Spektrometrie gemessen. Für die ^{241}Pu Aktivitätsbestimmung eines weiteren Aliquots wurde ebenfalls eine BIO-RAD-AG-1-X2-Säule verwendet. Der kalzinierte Rückstand wurde mit 1 ml 0.125 M NaHSO_4 und 1 ml H_2O gelöst. Bei der Cocktailherstellung wurde ein Szintillator-Verhältnis von 13.5 ml Ultima Gold[™] A/B zu 4.5 ml Ultima Gold[™] F für eine optimale α/β -Diskriminierung verwendet. Um die ^{241}Pu -Aktivität zu bestimmen, kann auch Pu von den Elektrolyseplättchen direkt mittels 8M HNO_3 abgelöst werden, wobei anfallende Eisenverunreinigungen danach mit der BIO-RAD AG 1-X2 abgetrennt werden sollten. Man hat so den wesentlichen Vorteil, dass bei der LSC-Messung nur das β/α -Verhältnis zu bestimmen ist, d.h. die ^{241}Pu -Aktivitätskonzentration ergibt sich aus dem β/α -Zählratenverhältnis, der bekannten α -Aktivität (nach Auswertung des α -Spektrums) sowie der Detektorzählausbeute für ^{241}Pu , welche zuvor mit einer zertifizierten Referenzlösung bestimmt wurde.

$$A_{\text{Pu-241}} = \frac{I_{\text{Pu-241}} \cdot A_{\alpha\text{-tot}}}{I_{\alpha\text{-tot}} \cdot \epsilon_{\text{Pu-241}}}$$

Die Aktivität für ^{241}Pu ($A_{\text{Pu-241}}$) wird demnach errechnet aus dem Verhältnis der Nettoimpulse β/α ($I_{\text{Pu-241}}$ und $I_{\alpha\text{-tot}}$) aus der LSC-Messung multipliziert mit dem Verhältnis totale α -Aktivität ($A_{\alpha\text{-tot}}$ mittels α -Spektrometrie) zu Zählausbeute von ^{241}Pu ($\epsilon_{\text{Pu-241}} = 36.8\%$).

Mit einer Optimierung der α/β -Diskriminierung beim LSC-Spektrometer TriCarb[®] 2550TR/AB gelang es, die Aktivitätskonzentration des reinen β -Strahlers ^{241}Pu in Schlammproben aus dem Rückhaltebecken quantitativ und reproduzierbar zu bestimmen. Parallel dazu wurden Aliquots am Labor Spiez mit dem Massenspektrometer analysiert und mit dem neuen ICPMS nochmals nachgemessen. Figur 1 zeigt klar, dass das zufällig erhaltene Muster der ^{241}Pu -Aktivitätskonzentrationen für



Figur 1: Vergleich der ^{241}Pu -Aktivitätskonzentrationen von Schlammproben nach Mikrowellenaufschlüssen zwischen ICPMS Messungen (bisher verwendetes MS, dunkelblaue Linie, neues MS, türkisfarbene Linie) und LSC (6 ml Lösung, rosa Linie, 12 ml Lösung grüne Linie). Bei den LSC Messungen in der oberen Figur handelt es sich um parallel analysierte Aliquots, in der unteren Figur um die von den Elektrolyseplättchen abgelöste Fraktion. Die Messunsicherheit beträgt $\pm 1 \sigma$.

ICPMS- und LSC-Messungen sehr gut übereinstimmt. Man kann eine quasi «konstante» Abweichung von den ICPMS- zu den LSC-Daten erkennen, die kleiner wird, wenn die neuen ICPMS-Daten zum Vergleich herangezogen werden (ca. 20 % Abweichung der LSC-Resultate zum bisherigen MS und 15 % zum neuen MS). Nachdem schon einige Punkte abgeklärt wurden, um mögliche Diskrepanzen zu erklären, sind im ersten Quartal 2010 weitere Vergleichsmessungen mit referenzierten Standards zwischen dem Labor Spiez (ICPMS) dem IRA (LSC-Quantulus) und dem PSI (LSC-Tricarb) geplant. Die Zweitbestimmung der α - und β -Emitter der in 2008

gesammelten 5 RHB-Schlammproben wurden durch die Praktikantin Bernadette Hammer bearbeitet (Figur 2, links). Nebst Erarbeitung einer Methode zur ^3H - und ^{14}C -Bestimmung im organischen Material des RHB-Schlammes arbeitete auch die zweite Praktikantin, Cornelia Stark, im Projekt Pu-Bestimmung aus Schlammproben mit. Schlussendlich wurde eine abgekürzte Methode zur Bestimmung der ^{241}Am -, $^{239,240}\text{Pu}$ -, ^{238}Pu -Aktivität in Bodenproben für die Immissionsüberwachung von einer dritten Praktikantin, Lisa Katharina Fuchs (Figur 2, rechts), erarbeitet. Die Betreuung der Praktikantinnen erfolgte überwiegend durch Maya Jäggi.

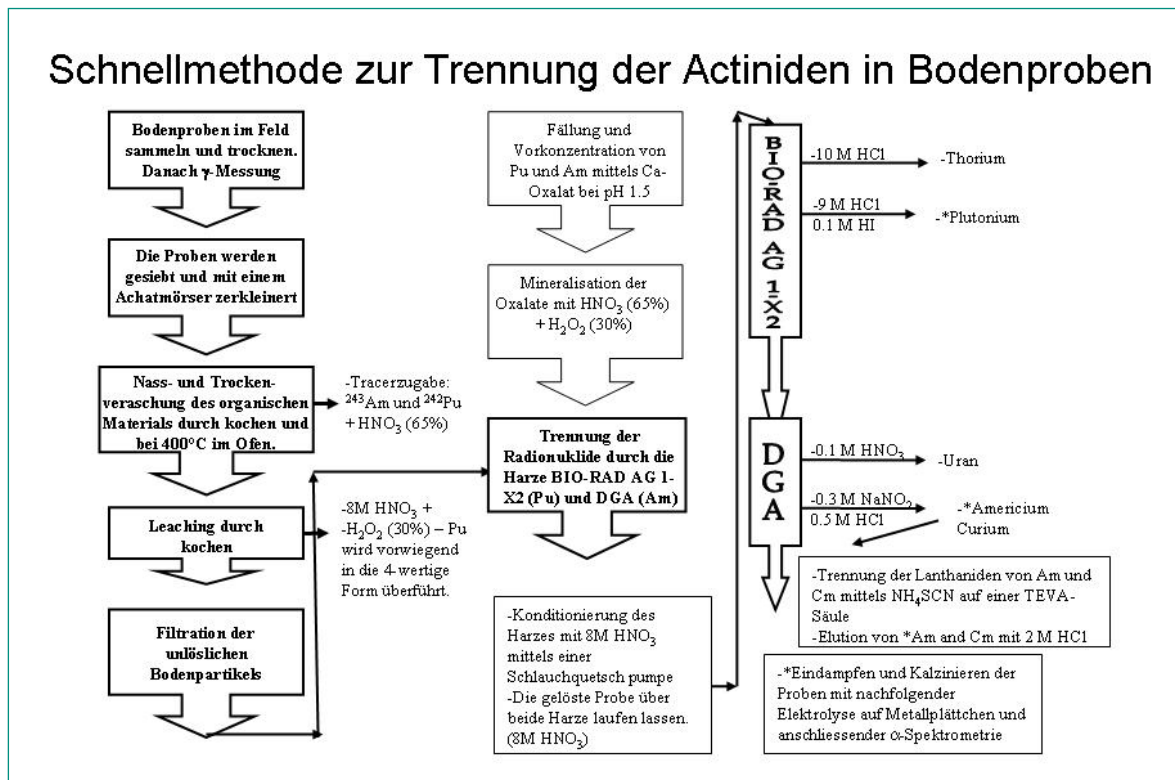


Figur 2: Links Bernadette Hammer und rechts Lisa Fuchs bei der Arbeit im Labor.

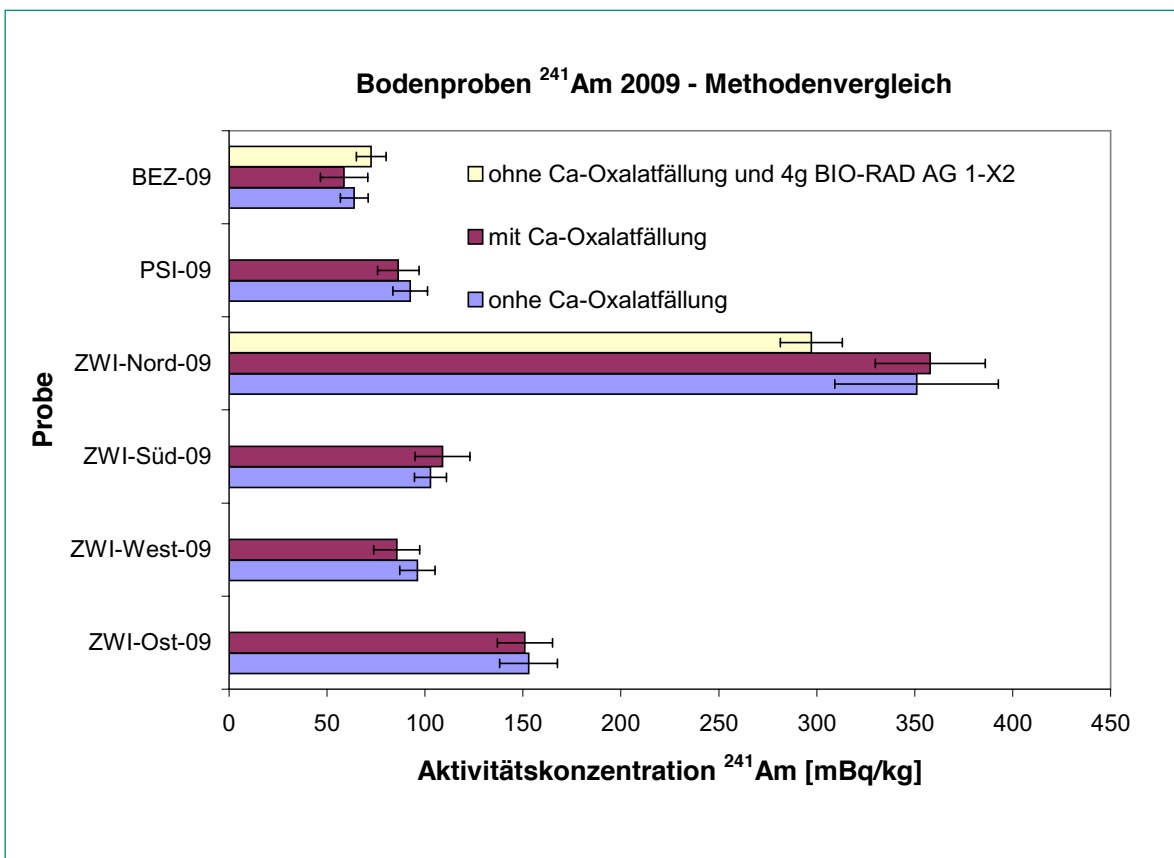
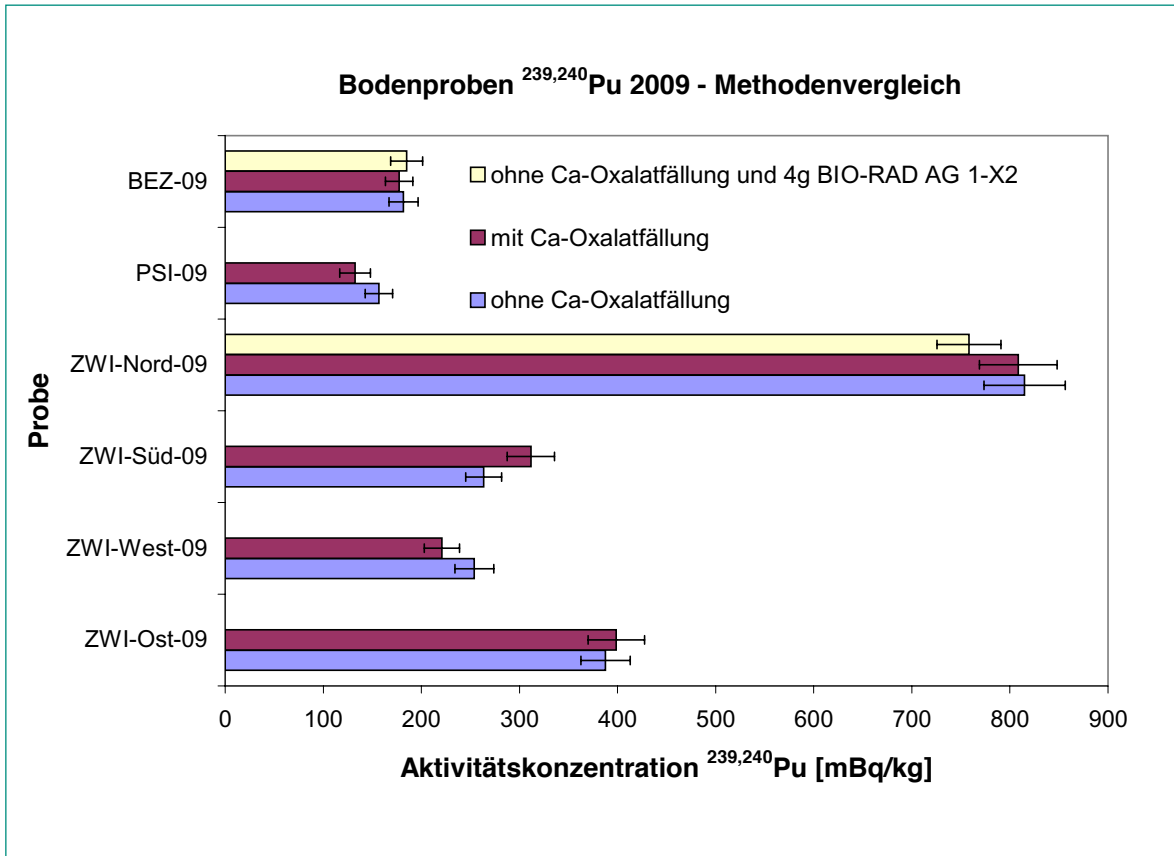
Da im Sommer 2009 noch eine dritte Praktikantin in der Radioanalytik tätig war, wurde zusätzlich das Projekt «Schnellmethode zur Aktinidenbestimmung in Bodenproben» angegangen. Dazu wurde die Arbeitsvorschrift AARA46 ohne Vorkonzentration der Aktiniden mit Ca-Oxalat getestet.

In Figur 3 sind die beiden Schritte «Fällung und Vorkonzentration von Pu und Am» und «Mineralisation der Oxalate» weggekürzt. Dies war möglich, weil die DGA bekanntlich eine starke Affinität für Am hat, welche

eine Vorkonzentration durch die Ca-Oxalat-Fällung obsolet macht. Dadurch verkürzt sich die gesamte Methode um einen Arbeitstag. Die Methode wurde an allen 6 Bodenproben von 2009 getestet und mit den Aktivitätskonzentrationen der Originalmethode verglichen. Figur 4 zeigt deutlich, dass ungeachtet der verwendeten Methode, die Aktivitätskonzentrationen für $^{239,240}\text{Pu}$ und ^{241}Am in allen 6 Bodenproben sehr gut übereinstimmen. Dies, obwohl die chemischen Ausbeuten für $^{239,240}\text{Pu}$ $80 \pm 16 \%$ / $57 \pm 4 \%$ (Ca-Oxalatfällung/ohne



Figur 3: Methodenverlauf für die Trennung der Actiniden aus Bodenproben.



Figur 4: Vergleich der Aktivitätskonzentrationen von ^{239,240}Pu (obere Figur) und ²⁴¹Am (untere Figur) für die validierte Methode, mit Ca-Oxalatfällung (violette Balken), ohne Ca-Oxalatfällung (weinrote Balken) und ohne Ca-Oxalatfällung, aber mit 4 g anstelle von 2 g BIO-RAD AG 1-X2 (gelbe Balken). Die Messunsicherheit beträgt ± 1 σ.

	$^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Am}/^{239,240}\text{Pu}$
[1] Geering et al. (1998) / [2] Schüttelkopf (1981)	0.028 [1, 2]	0.4 [1]
Cordula Gann (PSI 2000)	0.048 ± 0.025	0.45 ± 0.14
Maya Jäggi und Lisa Fuchs (PSI 2009)	0.028 ± 0.015 (n = 18)	0.38 ± 0.05 (n = 19)
Maya Jäggi und Lisa Fuchs (PSI 2009) – ohne Ca-Oxalatfällung	0.030 ± 0.017 (n = 14)	0.39 ± 0.06 (n = 15)

Tabelle 1: $^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ - und $^{241}\text{Am}/^{239,240}\text{Pu}$ -Verhältnisse in Bodenproben aus der Umgebung PSI Zwilag, Beznau im Vergleich zu Literaturwerten und den Ergebnissen älterer Analysen.

Ca-Oxalatfällung) und für ^{241}Am im Schnitt $75 \pm 14\%$ / $71 \pm 29\%$ (Ca-Oxalatfällung/ohne Ca-Oxalatfällung) je für die neue Methode geringer ausgefallen sind. Die Verdoppelung der Harzmenge bei den Proben Beznau-09 und Zwilag-Nord-09 brachte im Falle der Zwilag-Probe eine deutliche Verbesserung der Plutonium-Ausbeute, was aber bei der Beznau-Probe nicht der Fall war. Tabelle 1 zeigt die gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Literaturwerten. Diese gilt insbesondere für das $^{241}\text{Am}/^{239,240}\text{Pu}$ -Verhältnis von 0.4, welches typisch ist für den «Global Fall-out», entstanden durch die Bombentests zwischen 1955 und 1963 [1]. Bei der neuen Methode ohne Ca-Oxalatprecipitation ist für das nächste Jahr geplant, die geringfügige Interferenz von ^{210}Po auf den Peak von ^{243}Am ganz zu eliminieren. Ebenso sind Messungen mit dem IAEA-Soil-6-Standard vorgesehen, um Vergleiche mit Referenzwerten für ^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$ und ^{241}Am durchführen zu können.

Thema 09/3; Bestimmung von ^3H und ^{14}C in Schlammproben und Reaktorrückbau-Komponenten mit einem Gasextraktionssystem:

Nach einem kurzen Literaturstudium wurden die Versuche in einem quasi geschlossenen Gasextraktionssystem wie folgt durchgeführt: Verbrennung der Schlammproben im Kaprohrofen (mit Kupferkatalysator zur Oxidation von CO zu CO_2). Die bei der Verbrennung und nach dem Durchgang entstehenden Reak-

tionsgase H_2O und CO_2 werden in je zwei Auswaschflaschen aufgefangen. In den ersten beiden Flaschen befindet sich Reinstwasser, d.h. der pH ist neutral und H_2CO_3 unterliegt noch keiner Dissoziation. Somit findet in den ersten zwei Flaschen lediglich ein Austausch von H_2O aus der Gasphase in die flüssige Phase statt, während nur ein vernachlässigbarer Teil des CO_2 im Wasser gelöst wird. In den hinteren zwei Flaschen wird der pH durch Zugabe von NaOH auf einen Wert von 11 eingestellt, d.h. höher als die beiden pK-Werte von CO_2 zur Dissoziation in HCO_3^- und CO_3^{2-} . Unter den gewählten Probeneinwaagen und eingestellter pH-Werte bleibt aber das Löslichkeitsprodukt zur Bildung von Na_2CO_3 noch unterschritten. Mit zertifizierten ^3H - und ^{14}C -Tracerlösungen, die zu Blankproben hinzugegeben wurden, wurden die chemischen Ausbeuten wiederholt zu $> 99\%$ (^3H) und $> 90\%$ (^{14}C) bestimmt. Eine Arbeitsvorschrift (AARA49) wurde zudem erstellt

Nationale Zusammenarbeit

Das Projekt «Thema 09/2; Simultane Bestimmung von ^{241}Pu , ^{240}Pu , ^{239}Pu und ^{238}Pu in Schlammproben via LSC, Alpha- und Massenspektrometrie» ist eine Zusammenarbeit des PSI mit der IRA-Lausanne und dem Labor Spiez. Das Ziel diese Zusammenarbeit ist ein Methodenvergleich zwischen der Massenspektrometrie (ICPMS,

^{51}Cr [Bq/g]	PSI/Ref.	^{57}Co [Bq/g]	PSI/Ref.	^{60}Co [Bq/g]	PSI /Ref.	^{88}Y [Bq/g]	PSI /Ref.
20.3 ± 1.0	1.00	1.15 ± 0.06	0.98	6.5 ± 0.4	0.99	8.6 ± 0.4	0.99
^{109}Cd [Bq/g]	PSI/Ref.	^{133}Ba [Bq/g]	PSI/Ref.	^{137}Cs [Bq/g]	PSI/Ref.	^{139}Ce [Bq/g]	PSI/Ref.
24.9 ± 1.2	1.04	4.2 ± 0.2	0.99	4.3 ± 0.2	0.99	2.1 ± 0.1	1.03

Tabelle 2: Ergebnisse der Vergleichsmessung IRA-Ringvergleich 2009: Gammastrahler in Referenzlösungen zur Kalibrierung von Gamma-Spektrometern. Messergebnis PSI (Unsicherheit: 2σ) und PSI/Referenzwert.

Labor Spiez), mit der Flüssigkeitszintillations-Spektrometrie (LSC-TriCarb® 2550TR/AB, PSI und LSC-Quantulus, IRA). Ebenfalls wurde im Berichtsjahr an einem nationalen Ringvergleich teilgenommen, der von der IRA-Lausanne durchgeführt wurde. Die Ergebnisse dieser Vergleichsmessung sind im Folgendem aufgelistet:

Institut Radiophysique Appliquée (IRA – Lausanne) Ringvergleich 2009: Multigamma-Referenzlösung zur Kalibrierung von HP Ge-Spektrometern

(PSI Lab Code Nr. 3). Beim nationalen Ringvergleich 2009 verschickte das Institut Radiophysique Appliquée (IRA) 1-Liter-Wasserproben in Kautex-Weithalsflaschen, denen Multigamma Radionuklidgemische für die Energie- und Effizienzkalibrierung von HP Ge-Spektrometern zugegeben worden waren. Zu bestimmen waren die Gammastrahler ⁵¹Cr, ⁵⁷Co, ⁶⁰Co, ⁸⁸Y, ¹⁰⁹Cd, ¹³³Ba, ¹³⁷Cs und ¹³⁹Ce. Bis auf wenige Ausreisserwerte einiger der 17 Teilnehmer, die zur Mittelwertberechnung nicht berücksichtigt wurden, gab es eine gute Übereinstimmung zwischen den nationalen Labs inklusive dem PSI. Die Messergebnisse im Vergleich zu den Referenzwerten sind in nachstehender Tabelle aufgeführt.

Internationale Zusammenarbeit

Commissariat Energie Atomique (CEA, Paris) PRO-CORAD-Ringvergleich 2009: Gamma Emitter in Urin (⁴⁰K, ⁸⁸Y, ¹³⁷Cs, ¹⁴¹Ce) und Aktiniden in Stuhlasche (^{238,234}U, ^{238,239}Pu, ²⁴¹Am, ²⁴⁴Cm)

(PSI Lab Code Nr. 060). Bei Vergleichsmessung der Gammastrahler in Urin betragen die Abweichungen

der überwiegenden Anzahl der Laboratorien zwischen 3 und 10 % relativ zu den entsprechenden Referenzwerten. Aufgrund der geringen zugesetzten Aktivitäten von nur einigen Bq/l – und somit der relativ schlechten Zählstatistik – wurden für alle Nuklide Abweichungen bis 20 % akzeptiert. Laboratorien mit höheren Differenzen zum Sollwert wurden aber für die Mittelwertbildung nicht mehr akzeptiert. Die Abweichungen der gammaspektrometrischen Resultate des radio-analytischen Labs zu den Referenzwerten waren relativ gering und lagen zwischen 4 und 10 %. Probe A war ein Blank, in dem nur ⁴⁰K nachgewiesen werden konnte. In Proben B und C befanden sich unterschiedliche Aktivitätskonzentrationen von ⁸⁸Y, ¹⁴¹Ce und ¹³⁷Cs. Bei der Resultatmeldung für ⁴⁰K galt es, den Mittelwert aus allen drei Proben zu bestimmen.

Wie auch in den vergangenen Jahren nahm das PSI an der Vergleichsmessung von Aktiniden in Stuhlasche teil. Bei dem Vergleich der PSI-Messwerte mit den Labormittelwerten für natürlich ausgeschiedenes Uran lässt sich bemerken, dass die PSI-Resultate im Mittel ca. 10 % unter den Mittelwerten aller Teilnehmer lagen. Aufgrund dieser Diskrepanz wurden seitens des PSI verschiedene Parameter überprüft. A) Fehler in den Formeln zur Berechnung wie z.B. Halbwertszeitkorrekturen des ²³²U-Tracers etc. kommen nach gründlicher Überprüfung der zur Arbeitsvorschrift zugehörigen Excel-Auswertemappe nicht in Betracht. B) Partielle chemische Ausfällung der ²³²U-Tracerlösung ist prinzipiell nicht auszuschließen. Wenn man aber bedenkt, dass zur Berechnung der Probenaktivität das Impulsratenverhältnis (Probenisotop/Tracerisotop) mit der Aktivität des zugesetzten Tracers zu multiplizieren ist, geht diese Überlegung in die

Probe	⁸⁸ Y [Bq/l]	PSI/Lab.-Mit.	¹³⁷ Cs [Bq/l]	PSI/Lab.-Mit.	¹⁴¹ Ce [Bq/l]	PSI/Lab.-Mit.	⁴⁰ K [Bq/l]	PSI/Lab.-Mit.
A	< 0.5		< 0.5		< 0.5		55 ± 10	0.93
B	4.5 ± 0.5	0.95	< 0.5		5.3 ± 0.5	0.95	55 ± 10	0.93
C	5.0 ± 0.5	1.05	3.0 ± 0.6	0.90	6.6 ± 0.7	0.95	55 ± 10	0.93

Tabelle 3: Gammastrahler in Urin: PSI-Resultate und Vergleich mit den Labor-Mittelwerten (Messunsicherheiten 2 σ).

Probe	⁸⁸ Y Referenzwert [Bq/l]	PSI/Referenzwert	¹³⁷ Cs Referenzwert [Bq/l]	PSI/Referenzwert	¹⁴¹ Ce Referenzwert [Bq/l]	PSI/Referenzwert
B	4.74 ± 0.22	0.95			5.6 ± 0.3	0.95
C	4.70 ± 0.22	1.06	3.14 ± 0.15	0.96	7.1 ± 0.35	0.96

Tabelle 4: Gammastrahler in Urin: Referenzwerte und Vergleich PSI/Referenzwerte (Messunsicherheiten 2 σ).

Probe	²³⁴ U [mBq]	PSI/ Lab.-Mit.	²³⁸ U [mBq]	PSI/ Lab.-Mit.	²³⁹ Pu [mBq]	PSI/ Lab.-Mit.	²⁴¹ Am [mBq]	PSI/ Lab.-M.	²⁴⁴ Cm [mBq]	PSI/ Lab.-M.
A	18 ± 2	0.93	14 ± 3	0.89	< 1		< 1		< 1	
B	15 ± 2	0.82	14 ± 2	0.92	140 ± 11	1.00	< 1		< 1	
C	16 ± 2	0.85	14 ± 2	0.90	55 ± 5	0.99	10.3 ± 1.0	0.88	3.8 ± 0.6	1.01

Tabelle 5: Aktiniden in Stuhlasche: PSI-Resultate und Vergleich mit den Labor-Mittelwerten. Die Aktivitäten beziehen sich auf die gesamte Probe von 2.5 g (Messunsicherheiten 2 σ).

Probe	²³⁹ Pu [mBq/Probe]	PSI/ Referenzwert	²⁴¹ Am [mBq/Probe]	PSI/ Referenzwert	²⁴⁴ Cm [mBq/Probe]	PSI/ Referenzwert
B	142 + 3	0.99	< 1		< 1	
C	56.5 + 1.5	0.97	11.3 + 0.5	0.91	3.9 + 0.2	0.97

Tabelle 6: Aktiniden in Stuhlasche: Referenzwerte und Vergleich PSI/Referenzwerte. Die Aktivitäten beziehen sich auf die gesamte Probe von 2.5 g (Messunsicherheiten 2 σ).

falsche Richtung. C) Evaporationen von Wasser aus der Tracerlösung kann ausgeschlossen werden, da nach jeder Entnahme die Gewichte zur Massenbilanzierung notiert werden. D) Inhomogenitäten für natürlich metabolisiertes Uran in den Aschen für die verschiedenen Teilnehmer sind möglich. Dieser Punkt muss über weitere, zukünftige Vergleichsmessungen beobachtet werden. E) Fehler im α-Spektrum, d.h. Spuren von natürlich vorkommenden ²¹⁰Po unter der Peakfläche des ²³²U-Trace-

rs. Die Alphaemissionsenergien sind sehr ähnlich, d.h. 5.304 MeV für ²¹⁰Po (bei 100 % Übergangswahrscheinlichkeit) und 5.320 (75 %) sowie 5.262 (25 %) für ²³²U. Die Halbwertsbreite der Uranisotope (alles gerade-gerade Kerne mit sehr ähnlicher Zerfallsstruktur) beträgt aufgrund der physikalischen Zerfallsschemata und aufgrund der geringen spezifischen Aktivität des langlebigen ²³⁸U-Isotopes (Präparatgewicht) typischerweise für die Messung von Uran in Stuhlasche 60–70 keV. Bei

⁵⁴ Mn [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	⁶⁰ Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	⁶⁵ Zn [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	¹³⁷ Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-M	PSI/ Ref.
12.2 + 0.8	0.97	0.97	7.8 + 0.5	0.98	0.97	9.4 + 0.8	0.92	0.93	14.5 + 0.8	0.95	0.95
¹⁵² Eu [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	²⁴¹ Am [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	⁸⁹ Sr [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	⁹⁰ Sr [Bq/l]	PSI/ Lab.-M	PSI/ Ref.
9.4 + 0.7	0.99	0.95	5.1 + 1.5	1.02	1.04	4.7 + 0.4	0.91	0.96	4.0 + 0.2	1.07	1.04

Tabelle 7: Probe A: Synthetisches Wasser: Vergleichbarkeit mit den Labor-Mittelwerten und PTB-Referenzwerten.

²² Na [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	⁵⁴ Mn [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	⁶⁰ Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	¹³⁴ Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	¹³⁷ Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.
0.65 + 0.2	1.04	1.6 + 0.3	0.95	8.8 + 0.6	0.97	0.8 + 0.2	1.06	12.3 + 0.6	0.94
						³ H [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	⁹⁰ Sr [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.
						98 + 0.6	1.04	1.3 + 0.3	1.54

Tabelle 8: Probe B: Reaktorwasser: Vergleichbarkeit mit Labor-Mittelwerten.

dieser für Uran typischen Halbwertsbreite würde ein geringfügiger ^{210}Po -Aktivitätsbeitrag von ca. 10 % nicht unterscheidbar sein. Um diesen Punkt zu überprüfen, wird bei der nächsten Vergleichsmessung vor dem Beginn der Separationschemie der Aktiniden das natürlich vorkommende ^{210}Po selektiv – aufgrund seines Edelmetallverhaltens – über Silberplättchen abgeschieden.

Bei den Transuranen gibt es eine gute Übereinstimmung innerhalb der Messunsicherheiten sowohl zu den Soll- wie auch zu den Referenzwerten. Die Abweichungen liegen zwischen 1 und 10 %.

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS-Berlin), Gamma-Strahler, Tritium und $^{89}\text{Sr}/^{90}\text{Sr}$ in Reaktorwasser 2009

(PSI Lab. Code Nr. 43): Die Auswertung des BfS-Ringvergleiches 2009 ergab eine durchwegs zufriedenstellende Übereinstimmung der PSI-Resultate sowohl mit den Referenzwerten wie auch den Labormittelwerten.

Bewertung 2009 und Ausblick 2010

Mit Hilfe der LSC-Messtechnik konnte der reine β -Strahler ^{241}Pu in den 5 analysierten Schlammproben aus einem Rückbauprojekt signifikant nachgewiesen werden. Bisher gelang es noch nicht, die Abweichungen von ca. 15 % zwischen der LSC-Messtechnik (PSI) zu den ICPMS-Messungen (Labor Spiez) zu erklären. Daher ist für 2010 ein Methodenvergleich zwischen den Speziallabors IRA, Labor Spiez und PSI mit IAEA-Referenzmaterialien geplant. Sehr gut ist aber die Übereinstimmung bei den α -Strahlern ^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$ und ^{241}Am . Ebenfalls gute Übereinstimmungen der Aktivitätskonzentrationen ergab ein Vergleich der 2008 erstellten Arbeitsvorschrift AARA46 (Aktiniden in Bodenproben) mit Ca-Oxalatfällung zu den Ergebnissen der Methode ohne einer Vorfällung, wodurch ein Tag Zeitersparung resultiert. Aufgrund der somit erhöhten Probenmatrix verringerten sich allerdings die chemischen

Ausbeuten für Plutonium geringfügig. Für die Verbesserung der chemischen Wiederfindungsraten von Pu sind für 2010 weitere Schritte geplant.

Publikationen

- *M. Jäggi, J. Eikenberg (2009): Separation of ^{90}Sr from radioactive waste matrices – Microwave versus fusion decomposition. Applied Radiation and Isotopes 67, 5 (2009), 765–769.*
- *M. Jäggi, M. Rüthi, J. Eikenberg (2009): Method for ^{55}Fe and ^{63}Ni Determination by LSC in Radioactive Waste. In: LSC 2008, International Conference on Advances in Liquid Scintillation Spectrometry, Davos, Switzerland, May 25–30, 2008, Radiocarbon, 31–39.*
- *J. Eikenberg, M. Jäggi, H. Beer, M. Rüthi, I. Zumsteg (2009): Separation techniques for low-level determination of actinides in soil samples. Applied Radiation and Isotopes 67, 5 (2009), 776–780.*
- *J. Eikenberg, H. Beer, M. Jäggi, C. Parussudis, M. Rüthi, I. Zumsteg (2009): Immissionsmessungen von Radio-karbon und Tritium in der Schweiz. 41. Jahrestagung Fachverband für Strahlenschutz, Alpbach Tirol, Sep. 21–25 (2009).*

Referenzen

- [1] *J.-J. Geering, P. Froidevaux, T. Buchillier, M. Kosinski, J.-F. Valley: Mesures de plutonium et d'américium dans l'environnement, aus Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 1998, Kapitel B.7.2., Bundesamt für Gesundheit, Jahresbericht 1998.*
- [2] *H. Schüttelkopf: Entwicklung einer Analysenmethode für Plutonium im Femtogramm/Gramm-Bereich und ihre Anwendung auf Umweltproben, KfK-Bericht 3055, September 1981.*

ARTIST II – Aerosol Trapping in the Steam Generator

Author and 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)56 310 21 11, Terttaliisa.Lind@psi.ch; www.psi.ch
Duration of the Project	September 1, 2008 to August 31, 2011

ABSTRACT

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). After completion of ARTIST on 31.12.2007, 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 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, work is carried out to apply the experimental results for risk analysis of SGTR accidents. During the first project year, preparatory experimental work was carried out to be able to generate

aerosols in sufficiently high concentration for the tests, as well as to generate a «sticky» aerosol to be used in the tests. In addition, techniques for use of different aerosol materials were developed. Work on droplet retention was also started with preparatory work, including literature study on droplet generation in flashing jets, as well as instrument calibration and testing of monodisperse droplet generation. Aerosol retention tests were conducted in two project phases, retention in the flooded separator, and retention in the flooded bundle. In total, three tests were carried out in the flooded separator, and four tests in the flooded bundle. In the flooded separator, aerosol retention was found to be very high in all the test conditions. No significant difference in decontamination factor was measured with different flow rates or different particle sizes. In the flooded bundle, particle size and gas flow rate were found to affect the decontamination factor significantly.

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 Aerosol Trapping In a Steam Generator (ARTIST), which allows the gathering of data both at the separate effect and integral levels, as well as simulation of selected accident management procedures [1-3]. The ARTIST facility is a scaled-down model of the FRAMATOME 33/19 type SG in operation at the Swiss power Plant Beznau 1136 MWth PWR (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 investigate certain phenomena not addressed in ARTIST. ARTIST II project concentrates on five phenomena addressed in five project phases:

Phase I: Aerosol retention in SG tubes under dry conditions. In this phase, in-tube aerosol deposition/resuspension is studied under high velocity conditions (up to 300 m/s). Aerosol type, size, concentration, and gas flow rate may be varied. Four tests are carried out in this phase.

Phase II: Aerosol retention in the break vicinity under dry conditions. Aerosol deposition/resuspension at very high velocities is addressed. The break gas flow rate as well as the aerosol size and material are varied. The total of five tests are foreseen for this phase.

Phase V: Aerosol retention in the bundle section under flooded pool conditions with small submer-sion. Aerosols are scrubbed in the water pool mainly through inertial impaction and diffusiophoresis (condensation) in the vicinity of the break. Aerosol particle size and gas flow rate through the break are varied in four tests.

Phase VI: Droplet retention in separator and dryer sections under dry conditions. This phase deals with

Design Basis Accident (DBA) type phenomena, i.e. the potential for «primary bypass», whereby a break at the top of the tube bundle sprays fine primary liquid droplets that might find their way to the environment through, for example, a stuck-open safety valve. Carrier gas flow rates and droplet sizes are varied.

Phase VIII: Aerosol retention in the flooded separator, new phase not included in ARTIST. If the breach happens at the top of the bundle and the secondary side is flooded to a level just above the separator outlet, aerosols are retained by pool scrubbing mechanisms in conjunction with the interactions of bubble swarm with the internals of the separator. While it is expected that the DF is high as a result of bubble interactions with the internals of the separator, the nature of the two phase flow in the separator section is complex due to the swirling, and it is not possible to estimate the DF precisely from previous pool scrubbing investigations. Three tests are carried out to investigate the effect of gas flow rate and particle size on the retention.

The goals for the year 2009 were to carry out preliminary testing to develop methods for aerosol generation needed for the aerosol retention tests, as well as start preparations for tests on droplet retention. Specifically, methods were developed to feed aerosol particles in sufficient concentration, use different aerosol materials, and to generate «sticky» aerosols used in Phases I and II. For droplet retention work, instruments were set-up and calibrated against each other, and monodisperse droplet generation was developed. In project year 2009, tests were to be conducted in Phases V and VIII, flooded bundle and flooded separator. The goal for the year 2010 is to carry out aerosol tests in Phases I and II as well as start Phase VI tests for droplet retention. Last project year will be devoted to finish Phase VI tests, to make a synthesis of the results of ARTIST and ARTIST II projects, use ARTIST data for SGTR risk assessment, as well as to develop models based on ARTIST and ARTIST II data.

Work carried out and results obtained

Experiments in Phase V

Methods

The Phase V set of experiments was focused on aerosol retention in the water when the steam generator bundle is flooded with water but the water level is only 0.30 m above the tube break. The break was a full 1D guillotine

type opening of the tube. The water temperature was kept at room temperature and relatively constant to exclude the effect of the change in the water temperature in the retention. The main emphasis of the experiments was to study the effect of the high velocity jet being discharged from the tube break into the bundle where the jet direction and velocity are changed due to the presence of the tubes close to the break exit. The aerosol particles are diverted from the flow and impact on the tube surfaces. At the same time, bubbles are formed in the water pool, and aerosol retention takes place due to aerosol – bubble interactions, as well as bubble – bundle interactions. The effect of the particle size and gas flow rate on the retention were investigated.

The tests were conducted in the ARTIST mock-up test facility with the ARTIST tube bundle inside the facility. The bundle had 270 straight tubes with the height of 3.8 m and the outer diameter of 19.08 mm. The tube break was installed close to the center of the facility at 250 mm above the tube sheet. The facility consisted of an inlet section with gas feed, aerosol generation, mixing chamber (MB2) for mixing aerosol and the main gas flow, inlet aerosol measurement section, steam generator bundle with the tube with 1-D guillotine break, outlet collector, and an outlet aerosol measurement section. The main carrier gas flow was dry nitrogen. The facility was filled with water up to 0.30 m above the middle of the guillotine tube break.

Aerosol was generated with a two-fluid spray nozzle. In all the tests, the feeding powder was mixed with ethanol and fed into the nozzle. The spray was fed into the mixing chamber, where it was mixed with the main flow of dry nitrogen. The nitrogen flow and the mixing chamber were heated to evaporate the ethanol droplets from the feeding spray. Mono-disperse, spherical SiO₂ particles were used to generate the aerosol. Two different particle sizes were used in the tests, with aerodynamic mass median diameter (AMMD) = 1.4 µm and 3.7 µm. Aerosol size distributions and concentrations were determined simultaneously at the test section inlet and outlet.

Filter samplings were used to determine particle mass concentration and decontamination factor. Relative particle mass concentration at the inlet was determined downstream of the mixing chamber with a photometer (CT65S, Sigrist Photometer AG). Electrical low-pressure impactors (ELPI; Dekati Ltd.) and optical particle counters (OPC; Palas PCS 2010A) were used to determine the particle size distribution on-line, and the time-dependence of the particle concentration at the inlet and outlet.

Results

Four tests were conducted in Phase V for aerosol retention in the flooded bundle, Table 1. The first two tests were carried out with a low flow rate of 50 kg/h with two different aerosol particle sizes. The last two tests were carried out with a high flow rate of 625 kg/h, again with two different aerosol particle sizes. In this way, the effect of the flow rate on the particle retention was investigated as well as the effect of the particle size. An example of the monodisperse particle size distribution of the aerosol particles used in the tests is given for Test E09 in which particles with AMMD = 1.4 µm were used with the flow rate of 625 kg/h, Figure 1.

Decontamination factor (aerosol particle concentration at the test section inlet divided by the concentration at the test section outlet) in the flooded bundle was found to increase with both the flow rate and the particle size. The decontamination factor was relatively independent of time and fed aerosol mass in the low flow rate tests with 50 kg/h, Figure 2. However, larger particles were retained more efficiently than smaller particles. In the high flow rate tests with 625 kg/h the decontamination factor showed some decrease with time, i.e., with increased cumulative aerosol mass in the water pool. Even in these tests, large particles were retained more efficiently than small particles. Particle inertial effects clearly had a large influence on the retention in the flooded bundle as can be seen from Figure 3, where decontamination factor increases with increasing particle Stokes number Stk.

Test	Facility	Aerosol AMMD [µm]	Inlet pressure [bar]	Mass flow rate [kg/h]	Effects Studied
E07	ARTIST mock-up bundle	1.4	1.1	50	Low flow rate, small particle size
E08	ARTIST mock-up bundle	3.7	1.1	50	Low flow rate, large particle size
E09	ARTIST mock-up bundle	1.4	4.8	625	High flow rate, small particle size
E10	ARTIST mock-up bundle	3.7	4.8	625	High flow rate, large particle size

Table 1: Tests conducted in Phase V for retention in the flooded bundle.

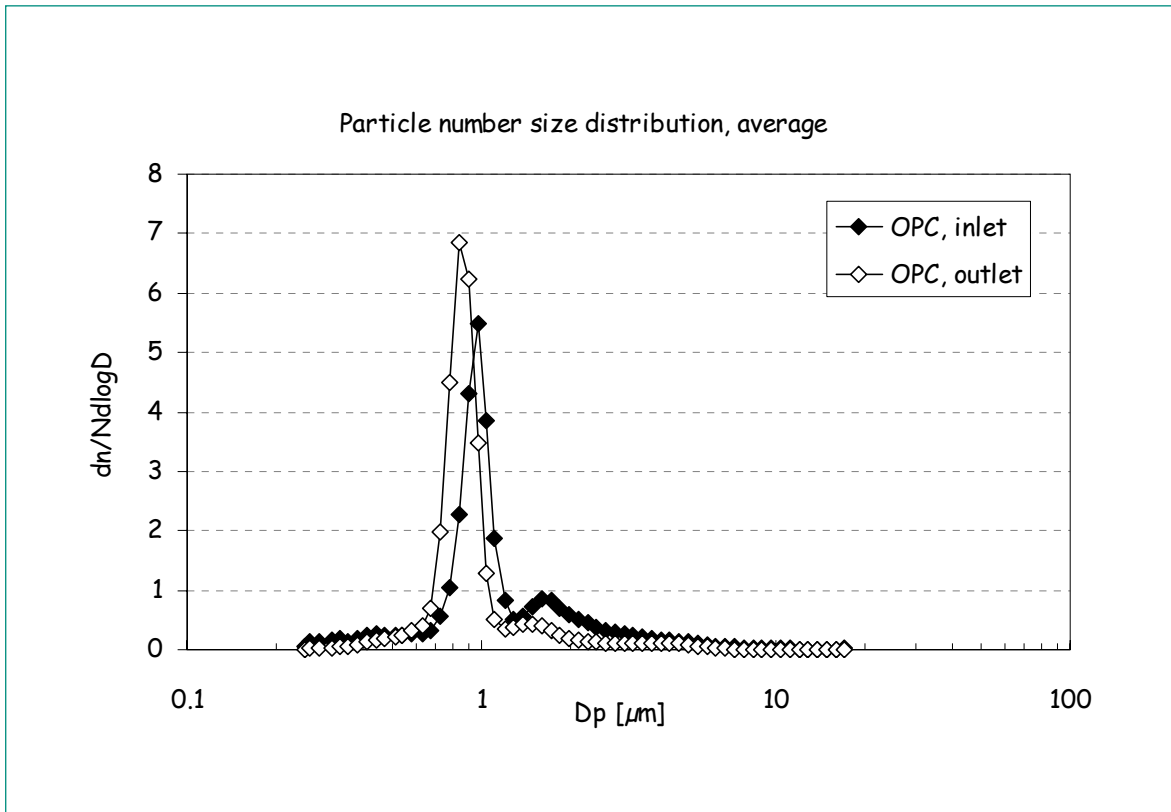


Figure 1: The average particle size distributions at the test section inlet and outlet in Test E09.

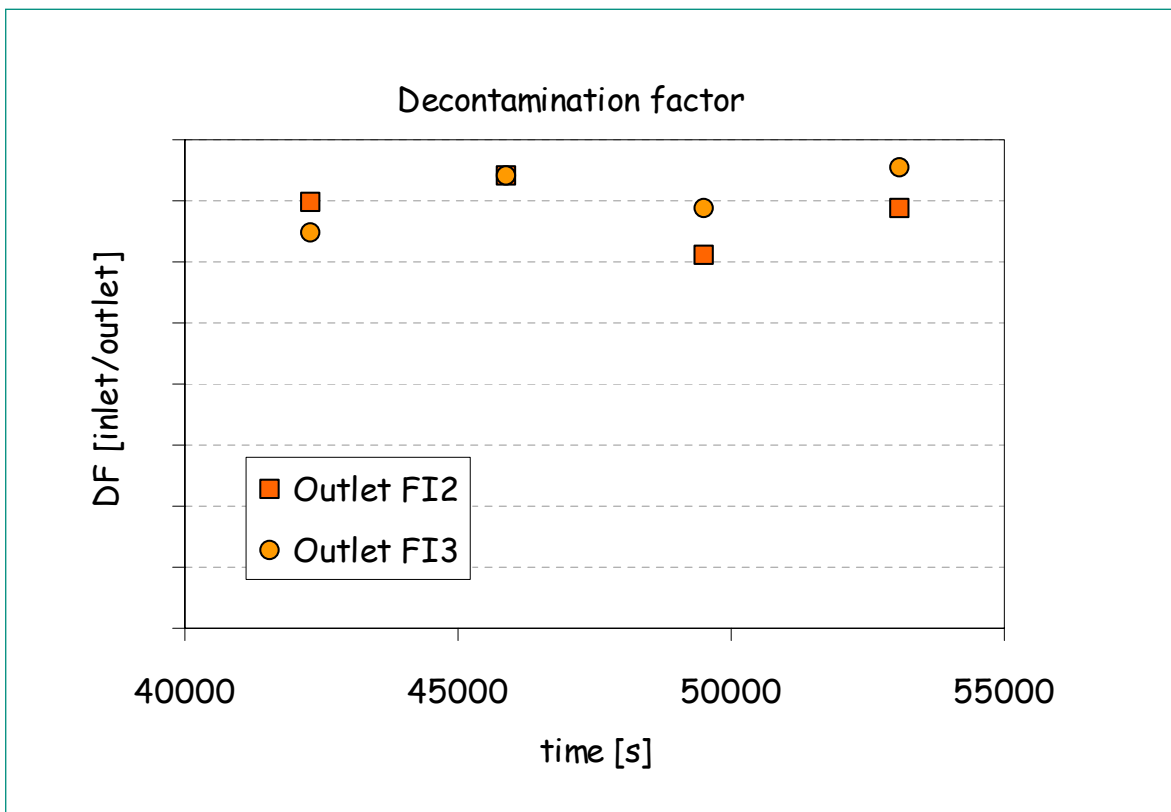


Figure 2: Decontamination factor in Test E09 with low flow rate of 50 kg/h and particle AMMD = 1.4 μm .

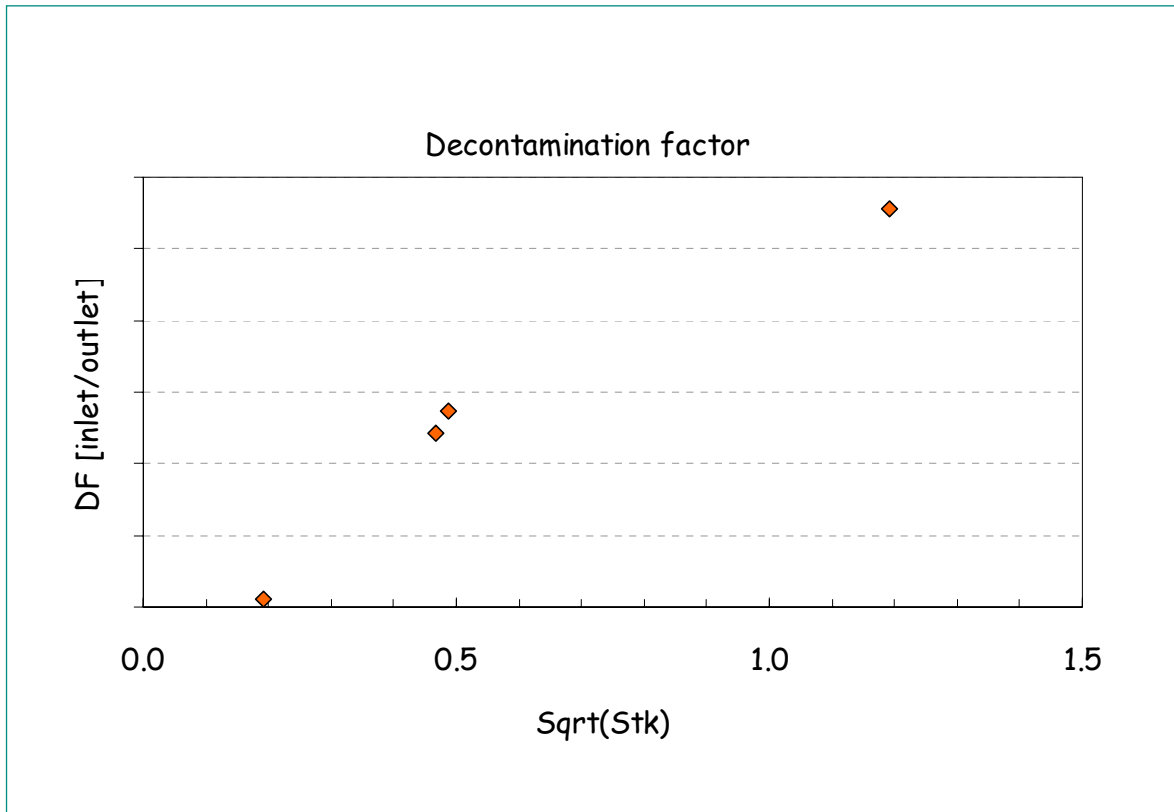


Figure 3: Decontamination factor DF in flooded bundle tests as a function of the square root of the particle Stokes number Stk .

Experiments in Phase VIII

Methods

The Phase VIII set of experiments was focused on aerosol retention in the water when the separator is flooded up to its outlet. The break was a full 1D guillotine type opening of the tube, oriented vertically with the gas discharging in the horizontal direction. The break was located at the elevation of the tube bundle where the tube bends start. The water temperature was kept at room temperature and relatively constant to exclude the effect of the change in the water temperature in the retention. The main emphasis of the experiments was to study the effect of the complex flow fields caused by the internals of the separator, e.g., the swirl vane, lid and the cyclones, on the aerosol retention by pool scrubbing in water pools. The effect of the particle size and gas flow rate on the retention was investigated.

The tests were conducted in the ARTIST mock-up test facility with the ARTIST separator and dryer. The ARTIST mock-up tube bundle was not installed to investigate the retention behaviour of the flooded separator alone, followed by the dryer. Separator and dryer units are one-to-one replicas of the separators and dryers in real-

scale steam generators of the Framatome 33/19 design. The facility consisted of an inlet section with gas feed, aerosol generation, mixing chamber (MB2) for mixing aerosol and the main gas flow, inlet aerosol measurement section, steam generator tube with 1-D guillotine break at the level corresponding to the location where the tube bend section starts, separator and dryer units, outlet collector, and an outlet aerosol measurement section. The main carrier gas flow was dry nitrogen. The facility was filled with water up to the outlet of the separator, and 3.68 m above the middle of the guillotine tube break.

Aerosol was generated with a two-fluid spray nozzle similar to the tests in Phase V. Mono-disperse, spherical SiO_2 particles with two different particle sizes AMMD = 1.4 μm and 3.7 μm were used to generate the aerosol. Aerosol size distributions and concentrations were determined simultaneously at the test section inlet and outlet. Filter samplings were used to determine particle mass concentration and decontamination factor. Relative particle mass concentration at the inlet was determined downstream of the mixing chamber with a photometer (CT65S, Sigrist Photometer AG). Electrical low-pressure impactors (ELPI; Dekati Ltd.) and optical

particle counters (OPC; Palas PCS 2010A) were used to determine the particle size distribution on-line, and the time-dependence of the particle concentration at the inlet and outlet.

Results

Three tests were conducted in Phase-VIII for retention in the flooded separator, Table 2. Test H01 was conducted with the flow rate of 50 kg/h. The aerosol particles were AMMD = 1.4 μm SiO₂ particles. In the two other tests (H02 and H03), the flow rate was increased during the test step-wise with flow rates 50, 200, 360 and 650 kg/h. The test was conducted so that each flow rate was operated for 60 minutes with 15 minutes between the flow rates to change and stabilize the conditions. The effect of particle size on the retention was investigated by using AMMD = 1.4 μm particles in test H02, and AMMD = 3.7 μm particles in test H03. An example of the particle size distribution of the monodisperse particles used in the tests is shown in Figure 4 for Test H03, where particles with AMMD = 3.7 μm were used.

Decontamination factor in the flooded separator was found to be high in all the tests, in the order of several thousand. No significant difference in DF was measured with different flow rates or different particle sizes. According to the on-line instrumentation, the particle retention in all the tests was very high in the beginning of the test, with first rapid and then slow decrease with time, Figure 5. The high aerosol retention in the flooded separator was mainly due to the large water submersion of the break, combined with the complex flow pattern inside the flooded separator.

Phase VI results

The results of the droplet retention tests, as well as the literature work on flashing jets will be reported later.

National Cooperation

This work was carried out as an international collaboration program ARTIST II. Swiss nuclear power plants Beznau and Gösgen, as well as ENSI were partners in the program by co-funding the project. Two PhD projects are carried out in support of ARTIST program at EPFL.

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), 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, performing separate effect tests and providing aerosol instruments as well as technical services.

Two PhD students are working in support of ARTIST II project at universities in Spain and Finland.

Assessment 2009 and Perspectives for 2010

The project kick-off meeting was held on January 26–27, 2009 at PSI, Villigen. All the project partners were present at the kick-off meeting.

The experimental work was carried out according to the work plan in Year 2009. Preparatory tests were carried out for aerosol feeding for the aerosol retention tests, as well as for droplet feeding and instrument calibration. We succeeded in all of the preparatory tests, i.e., to feed high concentration of aerosols, to feed dif-

Test	Facility	Aerosol AMMD [μm]	Inlet pressure [bar]	Mass flow rate [kg/h]	Effects Studied
H01	ARTIST mock-up separator and dryer	1.4	1.34	50	Steady flow rate, time dependence
H02	ARTIST mock-up separator and dryer	1.4	1.38, 1.86, 2.85, 4.90	50, 200, 360, 650	Flow rate, particle size
H03	ARTIST mock-up separator and dryer	3.7	1.38, 1.86, 2.85, 4.96	50, 200, 360, 650	Flow rate, particle size

Table 2: Tests conducted in Phase VIII for retention in the flooded separator.

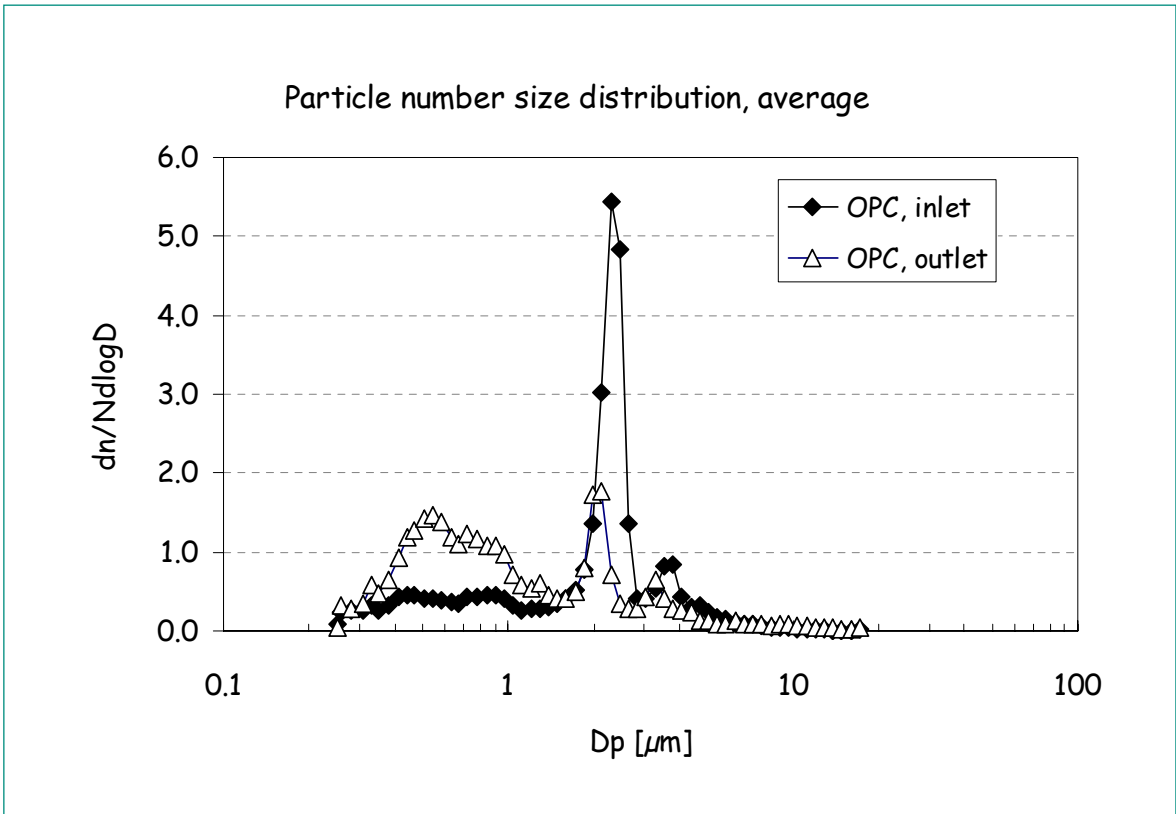


Figure 4: Particle size distribution at the test section inlet and outlet in Test H03 in which particle AMMD was 3.7 μm.

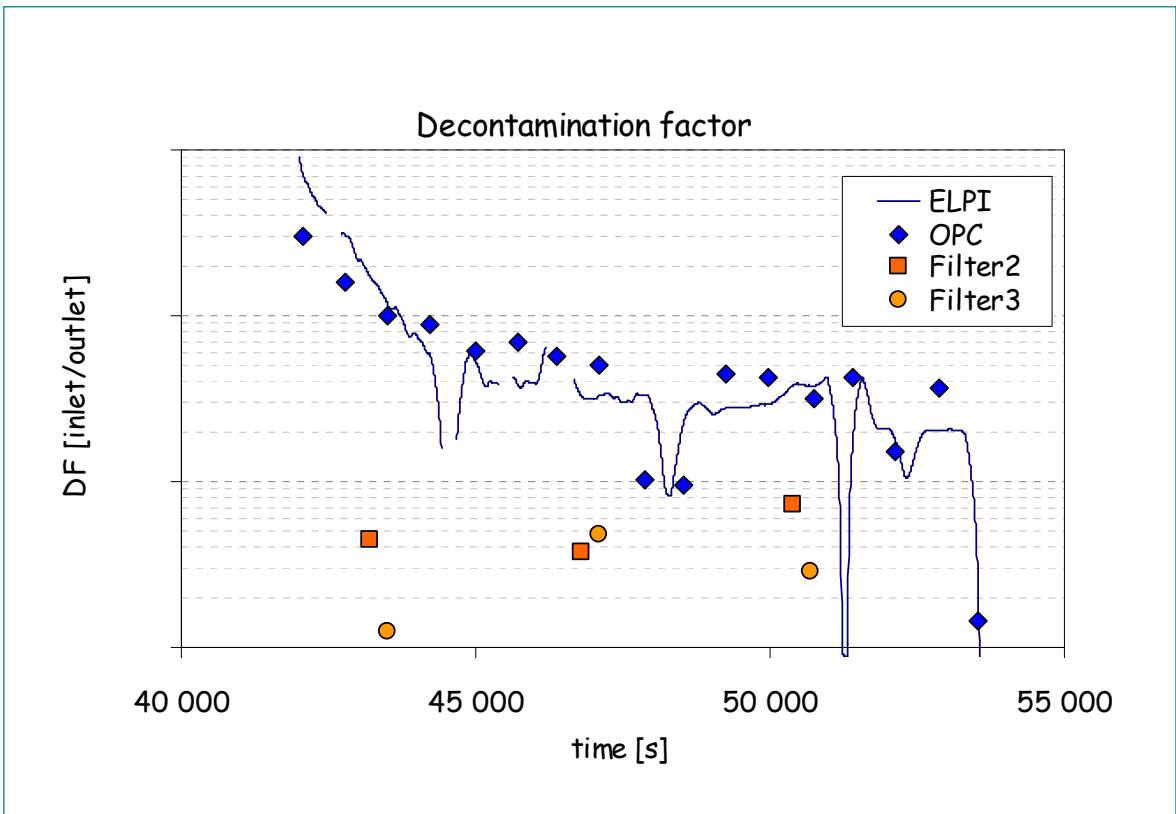


Figure 5: Decontamination factor in test H01, where the gas flow rate was constant at 50 kg/h and particle AMMD = 1.4 μm.

ferent aerosol materials, and to generate «sticky» aerosols. Mono-disperse droplets were generated using a vibrating orifice aerosol generator.

All the aerosol retention experiments in phases V and VIII were carried out. Quick look reports on these phases were prepared and distributed to the partners. The work will continue according to the plan in the second project year in 2010.

Publications

- *Y. Liao, S. Guentay*: Time Window for Steam Generator Secondary Side Reflooding to Mitigate Large Early Release Following SBO-Induced SGTR Accidents. Paper submitted to OECD/NEA Workshop for Implementation of Severe Accident Management (SAM) Measures, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, Oct. 26–28, 2009.
- *Y. Liao, S. Güntay*: Potential Steam Generator Tube Rupture in the Presence of Severe Accident Thermal Challenge and Tube Flaws due to Foreign Object Wear, Nuclear Engineering Design, 2009, Volume 239, Issue 6, June 2009, Pages 1128–1135.
- *A. Dehbi*: A stochastic Langevin model of turbulent particle dispersion in the presence of thermo-phoresis. International Journal of Multiphase Flow, Volume 35, Issue 3, March 2009, Pages 219–226.

- *Lind, T., Danner, S., Guentay, S.*: Monodisperse fine aerosol generation using fluidized bed. Powder Technology (2010), doi:10.1016/j.powtec.2010.01.011.
- *Lind, T., Ammar, Y., Dehbi, A., Guentay, S.*: Break-up mechanisms of TiO₂ aerosol agglomerates in a PWR steam generator tube rupture conditions. Submitted for publication in Nuclear Engineering and Design.

References

- [1] *Güntay, S., Birchley, J., Suckow, D., Dehbi, A.*: Aerosol Trapping in a Steam Generator (ARTIST): an Investigation of Aerosol and Iodine Behavior in the Secondary Side of a Steam Generator, 27th Water Reactor Safety Information Meeting. Bethesda, MD, November 1999.
- [2] *S. Güntay, A. Dehbi, D. Suckow, J. Birchley*: ARTIST: An International Project Investigating Aerosol Retention in a Ruptured Steam Generator. Proceedings of the International Congress on Advanced Nuclear Power Plants (ICAPP), Embedded Topical Meeting, June 9–13, 2002, Hollywood, Florida, USA.
- [3] *Güntay, S., Suckow, D., Dehbi, A., Kapulla, R.*: ARTIST: introduction and first results. Nucl. Eng. Design, 231, pp. 109–120 (2004).

RC-Experiment Rock Mass Characterisation

Author and Co-Author(s)	Amann, F., Button, E, Thöny, R. and Löw, S.
Institution	ETH Zurich
Address	Sonneggstrasse 5
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)44 633 68 18, florian.amann@erdw.ethz.ch
Duration of project	4 years

ABSTRACT

In 2008 the excavation of a section of the Gallery 08 (GM 94.5 – 127.0 m) was used for an experiment related to the mechanical rock mass characterization and the influence of pre-existing discontinuities on the ground behaviour of the Opalinus Clay.

Detailed geological mapping combined with laser scanner surveying and borehole imaging revealed very heterogeneous ground conditions along the experimental drift. Beside a 2 meter thick fault zone (main fault) at least two smaller fault zones and several individual small-scale faults were identified. Seismic tomography and borehole geophysics demonstrate significant changes in the mechanical ground properties within fault zones. In order to investigate the influence of these multi-scale structures on the excavation induced rock mass behaviour, high resolution geodetic measurements as well as laser scanning and borehole based monitoring data were analysed. It could be demonstrated that the overall rock mass behaviour is strongly controlled by the anisotropy of the rock matrix and the existence of multi-scale pre-existing structures.

Observations made during the mine-by project indicate the behaviour of Opalinus Clay is controlled by a combination of slip along pre-existing fractures, shear along bedding planes and brittle fracture processes. In order to verify observed ground behaviour during the mine-by experiment, an innovative laboratory investigation has been initiated. Rock samples obtained from double (borehole BRC-2) and triple (borehole BRC-3) tube core barrels were either sealed in foil or placed in a pressure vessels. Multi-stage direct shear tests on pre-existing fractures and servo-controlled testing procedures on uniaxial

compressive and direct shear strength tests were utilized. Acoustic emission measurements were made during several servo controlled tests to identify the crack initiation stress.

Uniaxial compressive loading was oriented at approximately $85^{\circ} \pm 5^{\circ}$ from the bedding direction. The results demonstrate that first significant cracks occur at approximately 35 % of the peak stress. At approximately 70 % of the peak stress, net dilative behaviour commences with associated macroscopic fracturing. The macro-fractures tend to cut at a high angle across the bedding, while often stepping across individual bedding planes.

Stiffness controlled direct shear tests performed approximately parallel to bedding revealed two characteristic behavioural modes that are strongly influenced by post-failure dilative tendencies and the initial normal load. The peak strength is typically dominated by brittle fracturing processes, with residual strengths being approached through a process of frictional sliding on the developed fractures

Multi-stage direct shear tests on pre-existing fractures demonstrate that slip along pre-existing discontinuities is not limited to a single fracture plane but rather to shear bands. An influence of surface morphology (roughness) on strength can not be revealed. However, it is hypothesised that the strength of pre-existing fractures pictures the residual shear strength. This hypothesis is corroborated by residual strength data gained from servo-controlled direct shear tests on bedding planes in a similar range.

A detailed analysis of the evaluated data set is in progress and final scientific interpretations are expected in 2010. However, some important results gained in 2009 can be presented here.

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

Post-processing of data gained during the mine-by experiment

To study the influence of multi-scale discontinuities on the rock mass behaviour, geodetic and borehole based displacement monitoring data gained during the mine-by experiment in 2008 (Amann et al. 2008) were analysed and compared with geological data. Primary results and interpretations, which have to be verified by numerical modeling in the next stage of the project, will be presented in this report.

Multi-stage direct shear tests on pre-existing discontinuities

The short-term strength and mechanical behaviour of pre-existing fractures were investigated by **Multi-Stage Constant Normal Load (MS-CNL)** direct shear tests performed in the IGT rock mechanical laboratory at ETH Zurich. Appropriate samples were taken from the horizontal 150 mm diameter borehole BRC-2 drilled in 2008 prior to the excavation of the RC experiment drift (Amann et al. 2008). The samples were emplaced in shear boxes by utilizing a 2-component resin grout (Beracryl). To capture normal and shear displacements during the multi-stage testing procedure four horizontal linear variable differential transformer (LVDT) and two vertical LVDT's were mounted on the shear boxes (Haug 2009).

To study the influence of macroscopic fracture characteristics (e.g. roughness) on strength and behaviour and in order to understand the failure behaviour high resolution photogrammetric scans of the fracture surfaces (Breuckmann Scanner optoTop-SE) were conducted before and after the shear tests in collaboration with the Institute of Photogrammetry of the ETH Zurich. In addition a detailed structural thin sections analysis was utilized before and after the shear tests.

Servo-controlled uniaxial compressive strength tests and direct shear tests on bedding planes

In order to obtain additional laboratory samples, a new 28 m long borehole with an 89 mm diameter (BRC-3) was drilled in the RC-experiment-drift nearly perpendicular to the bedding dip (60° inclined from horizontal). Rock samples (shaley facies) obtained from the triple tube core barrels were either hermetically sealed in foil or placed in pressure vessels typically 5–10 minutes after core extraction. To retain the water content of the cores contemporary to drilling several samples were weighted in the underground research laboratory (URL) and dried later at ETH Zurich. Eighteen representative samples were placed in pressure vessels at an oil-pressure of 10 bars. Subsequently to drilling the borehole was inspected with an optical borehole scanner (OPTV) to capture additional information on the appearance and the geometry of discontinuities in the rock mass within the RC experiment drift.

Laboratory tests were conducted in the rock mechanical laboratory of the Technical University of Graz in three campaigns. Servo-controlled testing procedures were used for both uniaxial compressive and direct shear strength tests. Acoustic emission measurements were made during several tests to identify the crack initiation stress. Uniaxial compressive loading was oriented approximately $85^\circ \pm 5^\circ$ from the bedding direction (S-sample). Stiffness controlled direct shear tests were performed parallel to bedding ($\pm 5^\circ$).

Prior to testing the samples were characterized by a detailed geological description, water content and ultrasonic velocity measurements in both the axial and lateral direction. To diminish sample disturbance the preparation time was minimized for compression tests. For the shear tests synthetic grout was used to minimize curing time and prevent the introduction of additional water into the system. During the first testing phase, different emplacement procedures and grouts were tested and optimized. The curing temperature, as well as the setting time was ideal in case of the 3-component NEUKADUR PU 173 with a maximum curing temperature of 35 °C, and a setting time of 1 h. During this time the sample surface was protected against dehydration. Samples were typically tested 2–3 hours after removal from storage.

Lessons learned from the observations made during the excavation of the RC experiment drift

Observations made in borehole BRC-1

During the excavation of the RC experiment drift, a total of 20 subsequent Trivec measurements were performed.

med in borehole BRC-1 and compared with a reference measurement prior to the excavation (Amann et al. 2008). The resulting differential displacement profiles are shown in Figure 1.

Most displacements occurred within a distinct measuring section at a depth between 3 and 4 m, indicating heterogeneous and localized rock mass behavior. These localized differential displacements coincide with SSE dipping faults identified in the optical televiewer log. Horizontal displacements up to 1.5 mm/m and vertical extension of 0.6 mm/m were measured. These results demonstrate that stress redistribution due to tunnel excavation has the potential to reactivate kinematically free individual pre-existing faults. Borehole sections containing no pre-existing discontinuities revealed no evidence of differential displacements, indicating a discrete block displacement. In addition, the measurements demonstrate that the induced deformations exceeded a depth of 7 meters; hence the bottom measuring mark of the measuring tube was not in stable ground.

Large-scale observation

Detailed geological mapping combined with laser scanning and borehole imaging reveal heterogeneous ground conditions along the experimental drift. Beside

a 2 meter thick fault zone (main fault) at least three smaller fault zones and several small-scale faults were identified (Figure 2).

Seismic tomography and borehole geophysics provide evidence of significant changes in the mechanical ground properties within these faults. To study the influence of multi-scale geological structures on the excavation induced deformations, geodetic monitoring data were analyzed in terms of lines of influence and compared with geological data (Schubert et al. 2002). Lines of influence are developed by connecting displacement values of several measuring points along the tunnel axis at the same time, assuming that displacements at the current tunnel face are zero. The lines of influence for vertical displacement vectors measured at the crown are shown in Figure 2. The uniform shape of the lines of influence between GM 101 and GM 108 reflects relatively homogeneous rock mass conditions until the excavation face reaches GM 108. When the excavation approached the main fault, the vertical displacements of the crown increased significantly at approximately one tunnel diameter behind the current tunnel face (GM 105.5). While tunneling through the main fault, vertical displacements between GM 105.5 and GM 112 revealed a steady in-

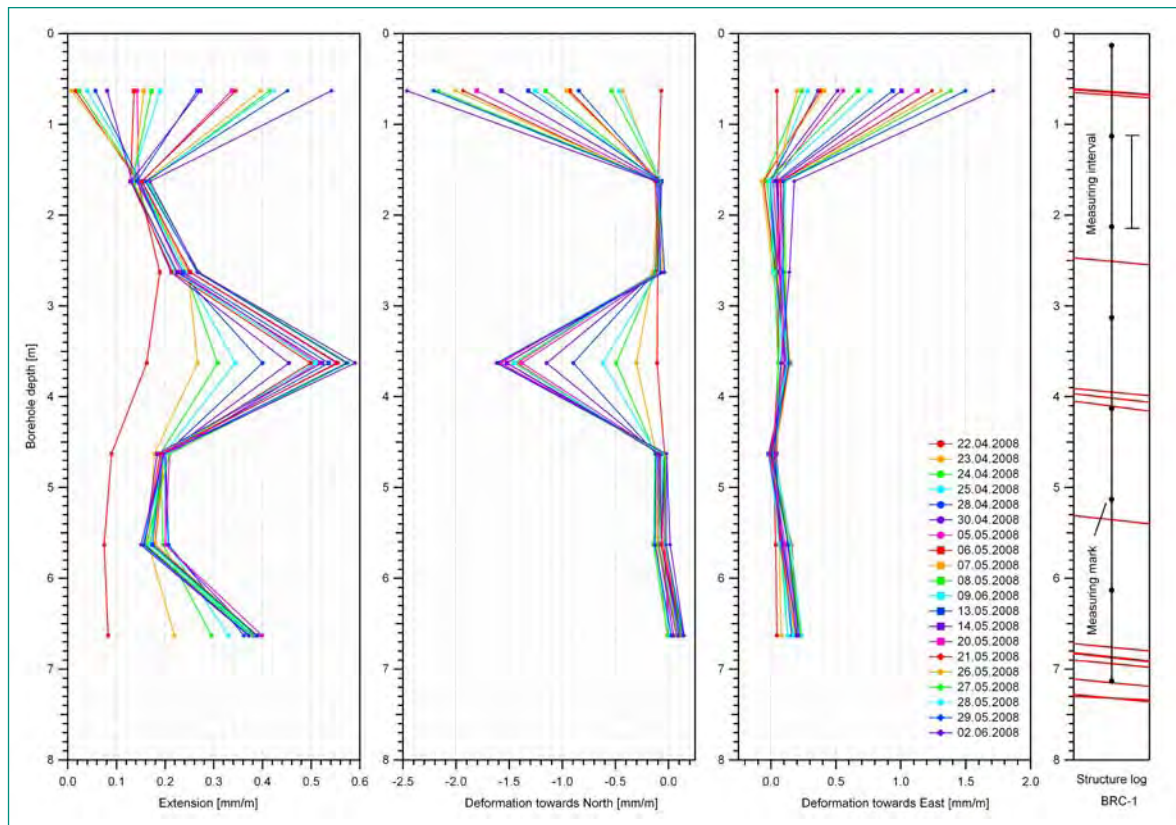


Figure 1: Differential displacement profiles obtained in borehole BRC-1. The pre-existing discontinuities identified in the optical televiewer log are shown in the structure log with the apparent dip in the direction of the tunnel axis (azimuth of 150°).

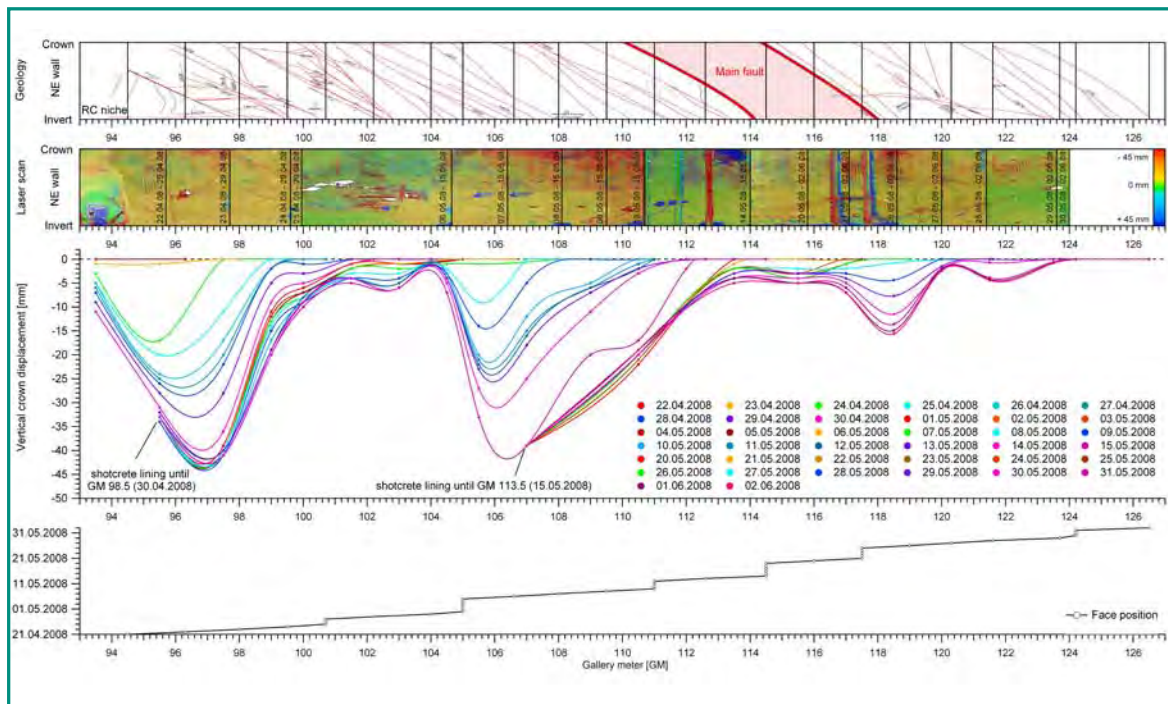


Figure 2: Lines of influence for the vertical displacement vectors at the crown of the experiment drift. The encountered pre-existing structures of the NE-wall are shown in the geological map. The differential displacement maps of the NE-wall gained from laser scanning demonstrate the spatial distribution of the radial displacements at the tunnel surface.

crease. This significant increase of vertical displacements provides evidence of stress concentrations in the rock mass prior to the main fault (Steindorfer 1998). A similar behaviour was also observed in case of the smaller fault zone between GM 98 and GM 101. For safety reasons at these critical locations shotcrete was applied to prevent destabilization and the progression of failure into the rock mass.

The point clouds generated by the laser scanner consist of x-, y-, and z-coordinates. For a direct comparison between the different laser scans and the geodetic measurements, each point cloud has been transformed according to the local coordinate system. By comparing two laser scans taken at different excavation stages, differential displacement maps of the tunnel surface were obtained. The distribution of the displacements along the SW-sidewall of the experimental drift is shown in Figure 2. It is obvious that the displacements obtained from laser scanning are in perfect agreement with geodetic displacement data. However, at several locations the spatial evolution of local instabilities over time and the propagation of individual fractures were only visible in the laser scans.

The overall results make obvious that the deformation pattern in the Opalinus Clay along the RC experiment drift is heterogeneous and excavation induced rock

mass behaviour is significantly controlled by the anisotropy of the rock mass and the existence of multi-scale pre-existing structures. Fault zones or accumulation of individual pre-existing fractures have a considerable higher deformability and lower strengths compared to the adjacent rock and consequently a significant influence on stress redistribution and resulting deformations.

Preliminary results of the uniaxial compressive strength tests (UCS)

As recognized in previous laboratory studies (e.g. Bock 2006, Bock 2001) the mechanical properties of Opalinus Clay are significantly depended upon the water content. For all samples tested in the framework of the RC-experiment the water content was 7.70 ± 0.36 %, slightly higher than the mean water content of 7.0 ± 0.8 % reported in Bock (2006) and significant higher than 6.1 ± 1.9 % reported in Bock (2001). Water content measurements performed contemporary to drilling revealed that the water content of the samples remained unchanged during storage. A dependency on borehole depth was not observed.

Uniaxial compressive strength data from Opalinus Clay loaded perpendicular to bedding (S-samples) are rare (S-samples) are rare (TN 2005-57, TN 2004-38 und TN 2003-04) and some of the previous collected results are

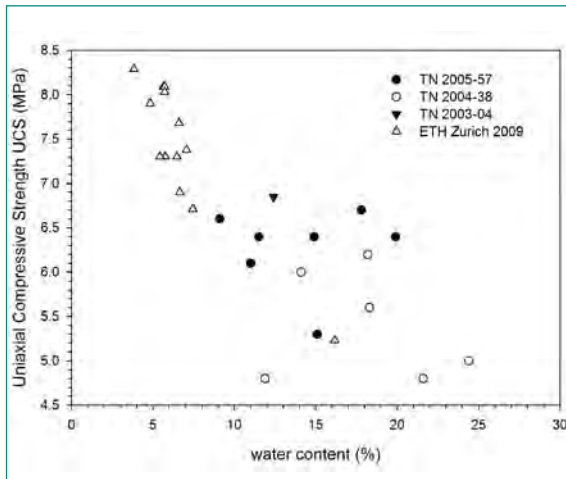


Figure 3: Uniaxial compressive strength versus water content.

highly questionable due to sample manipulation (TN 2005-57) or sample handling. However, data gained within these studies were compared to all available data (Figure 3).

The results emphasize the significant influence of water content on the uniaxial compressive strength and the necessities for a careful sampling, sample storage and sample preparation procedure. More important is that the new data base provides a more reliable correlation between water content and UCS of S-samples.

Stress-Strain behaviour

The typical stress versus strain behaviour for uniaxial compression is shown in Figure 4.

The stress-strain curves demonstrate that first significant cracks occur typically at approximately 35 % of the peak stress. Micro acoustic signals associated with the onset of cracking were detected. Beyond the crack initiation stress the deformability increases considerably. However, the net volumetric behaviour was still contractual. At approximately 70 % of the peak stress, dilative behaviour commences with associated macroscopic fracturing. The macro-fractures tend to cut at a high angle across the bedding, while often stepping across individual bedding planes. Only few acoustic signals were measurable.

When axial stress approaches the peak stress a significant rise in acoustic emissions was recognized and the sample failure was typically accompanied by axial fractures and type II brittle failure with an associated strength drop.

A detailed geomechanical interpretation of observations made in the pre-failure region and possible consequences on rock mass behaviour is in progress.

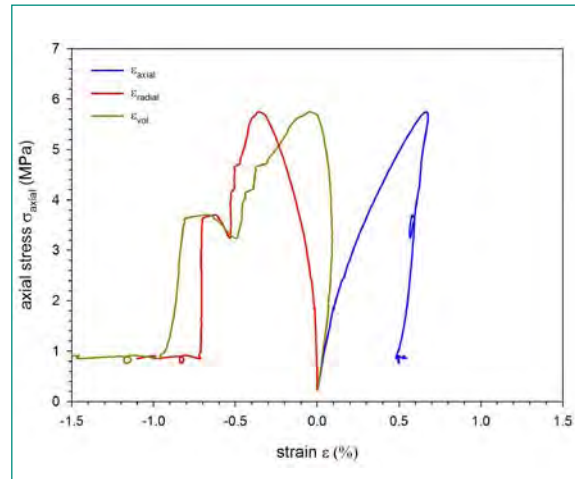


Figure 4: Typical stress-strain behaviour observed during uniaxial compressive strength tests.

Results of the multi-stage direct shear tests on pre-existing fractures

The study demonstrates that pre-existing fractures generated by tectonic processes can be regarded to as shear bands containing an assembly of individual fracture planes (Haug 2009). The thickness of shear bands was typically in the cm-scale. Individual fractures forming the shear bands are often characterized by slickensides. Within the shear band healed lentoid calcite filled micro fracture in variable orientation and prolonged calcite filled cracks sub-parallel with the main fracture were observed.

Macroscopic examination after the shear tests revealed that shearing is not limited to a single dominating fracture but rather dispersed on many individual fracture planes. Additionally, the reactivation of calcite filled micro fractures and the formation of stepped cracks sub-parallel with the shear direction were associated with shear failure. The appearance of extensional steps is possibly intensified by stress concentrations in vicinity of calcite filled veins (Haug 2009).

Based on 10 shear tests the shear strength of pre-existing fractures the strength can be described with a friction angle of 19.7° and cohesion of 0.17 MPa for the linear Mohr-Coulomb criterion. Figure 7 shows the Mohr-Coulomb failure points deduced from this test program.

A clear influence of surface morphology on strength was not observed in this study. In contrast to direct shear tests on intact material at low normal stresses (Popp & Salzer 2006) and sawed surfaces, dilative behaviour was not recognized during the shear tests on pre-existing fractures.

Considering the tectonic evolution of the pre-existing fractures and the characteristics of the shear bands it became evident that the determined shear strength properties represent material residual values. Peak strength was most probably exceeded during the tectonic formation of the fractures. This hypothesis is corroborated by residual strength data gained from servo-controlled direct shear tests on bedding planes in a similar range as discussed below.

Preliminary Results of the servo-controlled direct shear tests

Twenty tests were performed utilizing a **Constant Normal Stiffness** CNS ($k = \infty$, i.e. zero normal displacements) control procedure for determining the peak and residual strength characteristics of intact bedding planes. Prior to shearing two normal load and two shear displacement loops were performed to allow elastic properties to be evaluated. After the «elastic» loops each sample was allowed to consolidate at the chosen initial normal stress; for 15 min at the lowest stress to 1 hour for the higher stresses. For many tests the CNS procedure was changed to a CNL control at the systems minimum normal

load (≈ 0.25 kN) to provide additional information about the basic frictional strength.

Popp & Salzer (2006) report the results from direct shear tests on intact bedding planes utilizing CNL procedures. Their results indicated that the strength above 1 MPa normal stress corresponded well to a Mohr-Coulomb linear failure envelope defined by a Friction angle of 20.9° with a cohesion of 0.94 MPa. Lower normal stresses resulted in the failure envelope to become bi-linear or non-linear. They also observed that above normal stresses of around 5 MPa, the dilation rate with the given shear displacement rate indicated only contractual (consolidation type) behaviour indicating that the rate of consolidation was higher than the dilation rate due to shearing or no dilative behaviour occurred.

Figure 5 shows characteristic shear stress paths for the CNS testing procedures for all of the initial normal stresses. In these plots an increase in the normal load indicates the sample would dilate if allowed, while a decrease in normal load indicates that the sample would contract. Normal stiffness tests have been stated to be far more representative for discontinuity behaviour associated with underground construction due to the

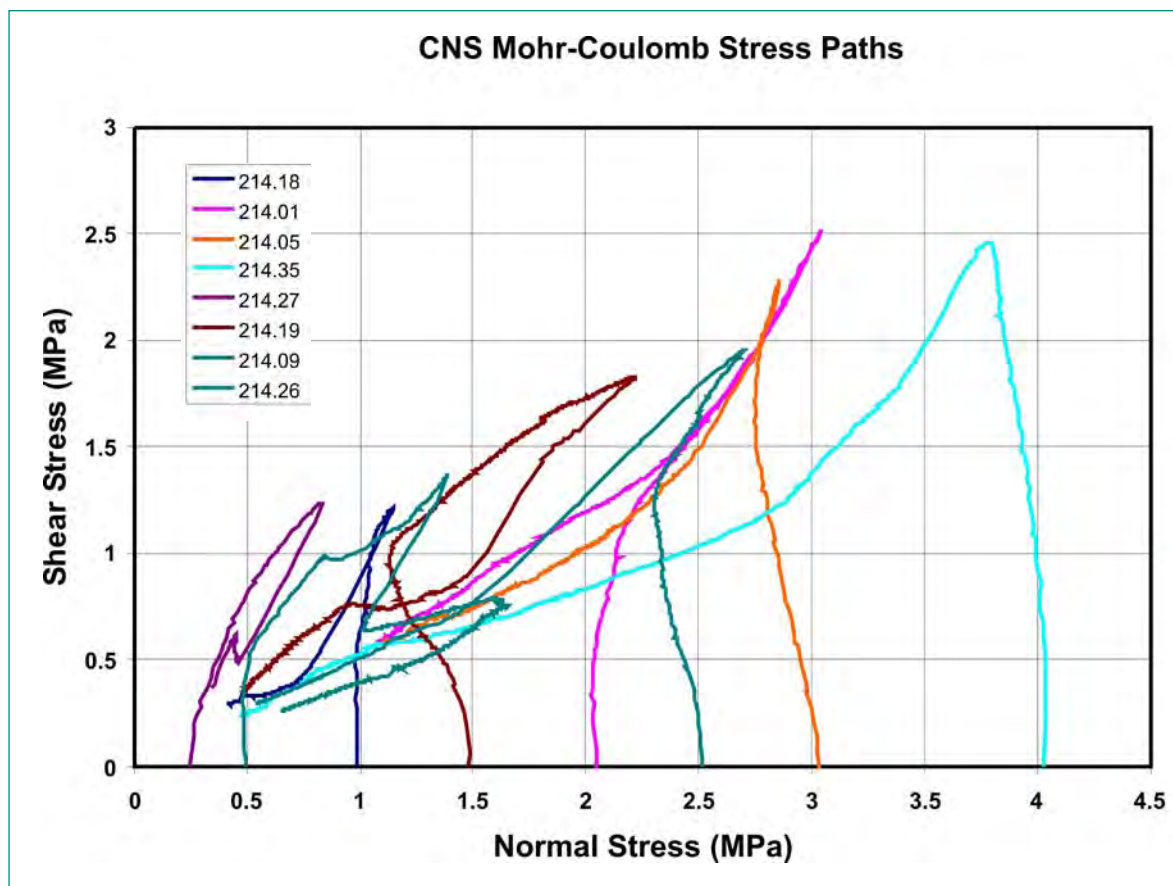


Figure 5: Characteristic shear stress paths for CNS testing procedures.

confined conditions (Goodman 1976). From the observations made during this testing campaign two aspects of dilation can be recognized for samples that have a normal stress less than 4 MPa that are similar to the dilative regimes defined for traditional compression tests. The first is the region before peak shear stress (initial micro-fracture growth and coalescence), and the 2nd relates to the post-peak region and involve the development of a continuous failure plane and the transition to frictional strength along this developed surface. At 4 MPa the samples show a continuous contraction to the peak shear stress.

From figure 5 it can be seen that the ability for the sample to dilate in the pre-peak regime decreases from very low normal stress to a purely contractive behaviour at normal stresses larger than 3 MPa. In the post peak region 3 characteristic behaviours are observed. The first relates to samples with low initial stresses, when these samples reach their maximum shear stress the normal stress increases at a higher rate than the shear stress decreases. The second type of post-peak dilative behaviour involves samples with an intermediate initial normal stress. For these samples a quasi linear increase and de-

crease in the shear stress to normal stress occurs and is followed by a gradual transition to the residual strength. The third behaviour is observed in the higher range of initial normal loads tested. In these samples the normal stress decreases at a faster rate than the shear stress. This behaviour is interpreted to be related to samples where the failure stresses result in both global structural collapse (compaction, i.e consolidation) as well as shear localization. Figure 6 shows a typical failure surface from a CNS test.



Figure 6: 3-D model of a typical failure surface from the CNS tests.

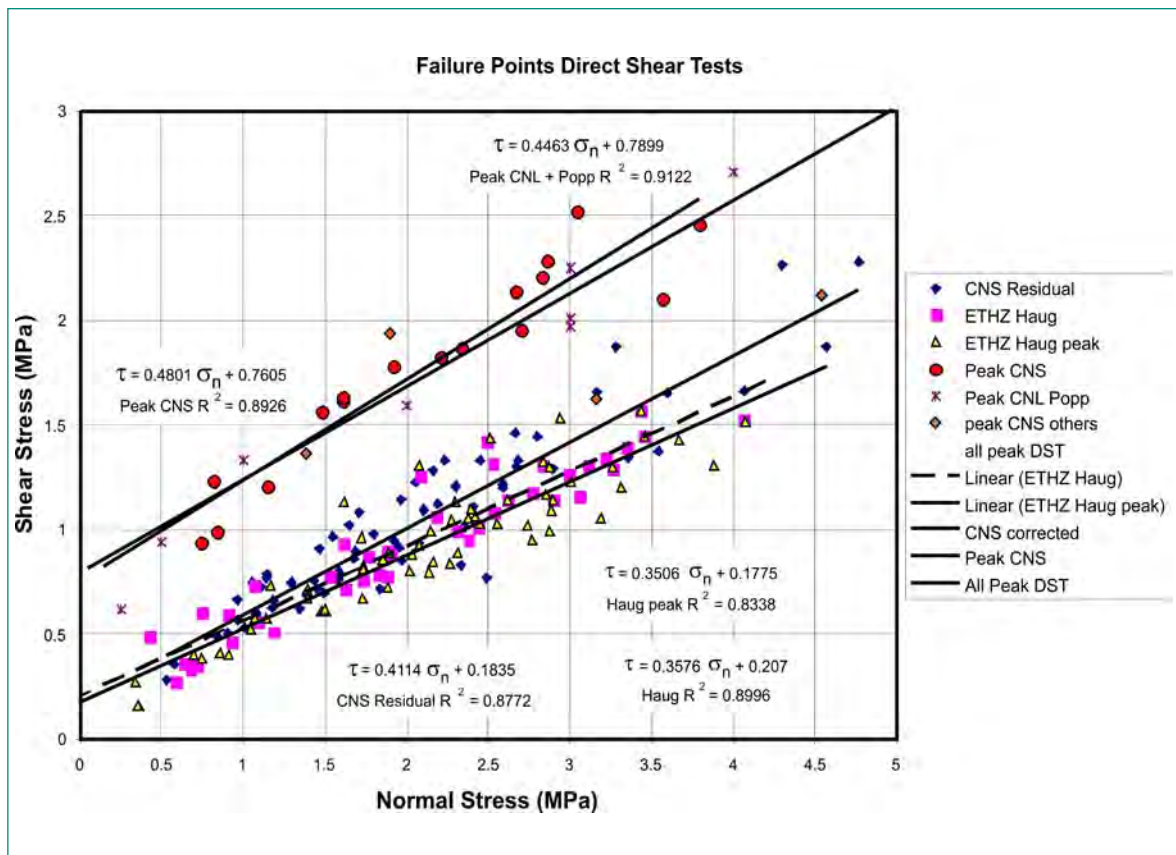


Figure 7: Mohr-Coulomb diagram for all of the failure points derived from direct shear testing on Opalinus Clay including both intact samples and pre-existing discontinuities.

Figure 7 summarizes the peak and residual failure stresses for all of the direct shear tests performed on Opalinus Clay. The peak values are derived from intact samples tested by (Popp & Salzer 2006) as well as this investigation (Figure 5). Residual values are derived from tests performed by Haug (2009) on pre-existing discontinuities (both peak and residual are indicated as described in the previous section) and values resulting from CNL testing on induced failure surfaces during CNS tests. Due to the characteristics failure surface developed during the CNS tests it was necessary to correct the CNL test results for the angle of the failure surface. It is characteristic for these failure surfaces to extend practically linearly across the sample from the two compressive quadrants of the sample. This angle based on the sample dimensions is 12.73° . Preliminary analyses of the failure surfaces and the instantaneous dilation angle indicate that this average angle is a reasonable first assumption. This correction accounts for both the area increase and the external traction orientations.

It can clearly be seen in Figure 7 that the peak strength derived from CNS and CNL conditions fall within a similar range (given variations in local lithology and tested sample water content). The Mohr-Coulomb parameters for the CNS tests are $\Phi = 25.6^\circ$ and a cohesion of 0.76 MPa. The lowest CNL normal stresses tested by Popp & Salzer (2006) were not achievable during the CNS tests as the dilative component of the strength was included in the measured results, while in the CNL tests the dilation was measured but the additional strength due to confinement is not determinable. The best fit linear trend for the peak strength of intact bedding planes is $\Phi = 24.0^\circ$ and a cohesion of 0.79 MPa. The residual Mohr-Coulomb failure strength based on the end of the CNS control mode resulted in an average $\Phi = 24^\circ$ with a standard deviation of 2.6° and an average cohesion of 0.037 MPa and a standard deviation of 0.018 MPa. While the friction angle remains the same the strength is characterized by a strength drop of approximately 0.75 MPa which falls in the range of tensile strength values for the Opalinus Clay (Schnier 2005). The corrected residual strength from the CNS test is associated with a residual Mohr-Coulomb strength of $\Phi = 22.4^\circ$ and a cohesion of 0.18 MPa. When compared to the residual strength at the end of the CNS test the CNL results on the shear induced fractures show a significant increase in the cohesion and slight decrease in the friction angle. These results are potentially related to the continued destruction of the failure surface and the development of a gouge in the failure zone.

The data derived from CNL direct shear tests on pre-existing fractures in the Opalinus clay show a slight decrease in the friction angle (from 22.4° to 19.0°) compared to the residual strength of shear induced fractures. The residual cohesive strength of the induced fractures was 0.18 MPa which lies in the range evaluated for existing fractures (0.17–0.2 MPa).

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 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 2009 and Perspectives for 2010

During the second phase of the RC-experiment, the mechanical properties of pre-existing fractures, bedding planes and the intact material were investigated. Laboratory testing was successfully conducted and post processing is ongoing. Further detailed scientific results are expected mid of 2010.

Observations made and data gained during the mine-by-project were analysed intensively in terms of the experiments goals and will be continued in 2010.

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 numerical HM-models. Laboratory tests conducted in 2009 turned out to be a key issue in understanding near field rock mechanical processes. Ongoing work on this data aims to clarify the failure processes and the role of different boundary conditions on the failure charac-

teristics and the resulting applicability of the values for use in geomechanical design. Further investigations are planned in 2010 (e.g. systematic tensile strength testing, triaxial tests).

References

- *Amann, F., Löw, S., Button, T. and Thöny, R. (2008):* RC-Experiment, Rock Mass Characterisation. ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2008, S. 199–204.
- *Bock, H. (2006):* Rock Mechanics Analyses (RA) Experiment: Review of Phase 7 to 9 Laboratory Test Data; Recommendations for Phase 10 Laboratory Tests; Interpretation of Phase 10 Laboratory Results. Technical Note TN 2005-25.
- *Bock, H. (2001):* RA Experiment: Rock Mechanics analysis and synthesis. Technical Report TR 2000-02.
- *Goodman, R. E. (1976):* Methods of Geological Engineering in Discontinuous Rocks. West Publishing Co., St. Paul, Minn.
- *Rummel, F. and Weber, U. (2004):* Rock Mechanics Analysis (RA) Experiment: Mont Terri Project, Pahse 10: Results of Uni-axial and Triaxial Tests on Opalinus Clay Samples. Technical Note TN 2005-57.
- *Rummel, F. and Weber, U. (2007):* RA Experiment (Rock Mechanics Analysis): Rock Mechanical Testing and Characterization on Drillcores of Boreholes BRA-1 and BRA-2. Technical Note TN 2004-38.
- *Schnier, H. (2005):* LT Experiment: Strength tests on cylindrical specimens, documentation and evaluation. Technical Note TN 2002-50.
- *Schnier, H. & Stührenberg, D. (2007):* LT Experiment: Strength tests on cylindrical specimens, documentation and evaluation (phases 8 & 9). Technical Note TN 2003-04.
- *Steindorfer, A. (1998):* Short term prediction of rock mass behaviour in tunnelling by advanced analysis of displacement monitoring data. Doctoral thesis, Department of Civil Engineering, Technical University Graz, 1998.
- *Schubert, W., A. Steindorfer, E. Button (2002):* Displacement monitoring in Tunnels – an overview. Felsbau. Vol. 20. no. 2. pp. 7–15.
- *Popp, T. and Salzer, K. (2006):* HE-D Experiment: The influence of bedding planes (IFG), Final report. Technical Report TR 2007-04.
- *Haug, C. (2009):* Mechanische Charakterisierung präexistenter tektonischer Trennflächen im Opalinuston. Unveröffentlichte Masterarbeit Department Erdwissenschaften, ETH Zürich.

Human Reliability Analysis (HRA)

Author and Co-Author(s)	V.N. Dang, L. Podofillini, D. Mercurio
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 2967, vinh.dang@psi.ch, safe.web.psi.ch
Duration of project	2006 to 2009

ABSTRACT

In the Human Reliability Analysis (HRA-III) Project, models and methods for the analysis of human factors in PSAs are developed, applied, and evaluated.

A study of Errors of Commission (EOCs) scenarios was completed for a Swiss plant. In this application of PSI's CESA method for a Boiling Water Reactor, 6 EOC situations were identified and analyzed. The preliminary results, subject to review by plant experts, show an increase of 3–10 percent in the risk from internal initiators at full power. The EOC contribution is therefore comparable to that of the important actions in the current PSA.

A dynamic event tree simulation model was developed to study the plant and crew response in a small Loss of Coolant Accident scenarios. This work's advances include the treatment of crew's use of trained knowledge together with procedures, the modeling of time and performance variability in the dynamic

event tree, and post-simulation results analyses using fuzzy scenario classification techniques. The study also shows how dynamic scenario analysis can support HRA.

In the International HRA Empirical Study, simulator study data was collected and used to benchmark 12 HRA methods, including PSI's CESA-Q. The assessments compared the HRA predictions of performance factors, scenario challenges, and failure probabilities with the data for 13 human failure events. These evaluations provide new information for selecting methods, reviewing HRAs, and improving HRA practices as well as methods. CESA-Q's assessment is overall positive but suggested efforts to improve the quantification's traceability and to extend and validate the data underlying CESA-Q. The study also found guidance for qualitative analysis to be a common weakness among methods.

Project goals

Human performance is central to the safe and reliable operation of nuclear power plants and other complex systems. The experience in various industries has repeatedly underscored the critical contributions of personnel to both safety and risk. 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.

In the Human Reliability Analysis (HRA-III) Project, models and methods for the analysis of human factors in PSAs are developed, applied, and evaluated. The overall aims of the project are a) to develop a method for the identification and **quantification of errors of commission (EOCs)**, b) to identify potential **EOCs in a pilot study for a Swiss nuclear power plant**, and c) to develop a **dynamic scenario analysis** tool to support the prediction and characterization of human performance conditions.¹

The main goals for 2009 were:

EOC quantification method

1. Evaluate the CESA-Q method for the quantification of EOCs on the basis of a simulator data. This evaluation is being performed within the International HRA Empirical Study, a benchmark study (goal 4).

¹ In parallel to this research project, PSI/NES 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.

EOC pilot study II

2. Analyze in detail the potential EOC events identified in the study of a Swiss plant and quantify their probabilities and significance.

Dynamic scenario analysis – tools, case study, results, and analysis of the results

3. Study an accident scenario in a Swiss plant using the upgraded crew model and analyze the simulation results. Apply the classification techniques for post-simulation analyses to obtain insights for HRA.

International HRA Empirical Study

4. Complete the comparisons and assessments for the benchmark of HRA methods for the Steam Generator Tube Rupture (SGTR) and Loss of Feedwater (LOFW) scenarios.

In the HRA Empirical Study, PSI (V.N. Dang) is among the lead contributors in the assessment group, developing the benchmark protocols, comparing the HRA method results with the reference data, and evaluating the methods. PSI and ENSI (L. Podofillini and B. Reer, respectively) also participated as an HRA team performing the predictive analyses using the CESA-Q quantification method. The participating organizations are listed in the section International Cooperation and a full list of the HRA methods is provided in the section Work carried out.

Work carried out and results obtained

EOC quantification method

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 (is omitted). CESA-Q [1], the quantification part of the CESA (Commission Errors Search and Assessment) method [8, 9] was evaluated within the International HRA Empirical Study. The work and results of the Empirical Study are described separately further below. During 2009, the comparison results for 7 of the 9 HFEs in the SGTR and the 4 HFEs in the LOFW scenarios were presented by the assessment group for commenting by the HRA teams. (Comparisons for 2 HFEs of the SGTR were reported in 2008 [10, 11]). In general, the

CESA-Q predictions matched fairly well the factors observed to influence the crews' performance. Based on the detailed qualitative analysis it entails, the method also provides insights for error reduction. Concerning quantitative predictions, i.e. the method's capability to produce accurate failure probabilities, a tendency towards optimism was found in the SGTR results, whereas the LOFW probabilities agreed very well with the empirically-based reference probabilities. Some of the SGTR estimates were near or below the reference lower bounds. CESA's emphasis on decision errors may have allowed it to handle the HFEs in the LOFW scenarios better. In these, the crew performance difficulties were associated with decision-making. In contrast, the difficulties observed in the SGTR were often connected to the execution of the tasks.

The evaluation of the CESA-Q quantification method was generally positive in the Empirical Study assessments. The predictive power of the method overall was assessed as moderately good, in particular based on the qualitative predictions of the factors and of the operational issues. Quantitative predictive power was assessed as fair to moderately good, when CESA's performance on all scenarios was considered. Although an overall ranking of all the methods addressed in the study was not produced in the Empirical Study, CESA is among the better performing ones. The detailed comparisons and assessment also suggested recommendations for further improvement of the method. These include:

- The set of data underlying CESA quantification is rather sparse at this stage. This leads to an increased sub-

jectivity in determining the data applicable in a given analysis. Extension of this catalogue of EOC events and probabilities would be beneficial.

- The analyses underlying the catalogued events need validation. Although data is lacking for an empirical validation, face validation may still be attempted. Obtaining consensus values for the EOC events in the catalogue would be worthwhile.
- The practicality of the method suggests that it may be worth extending the method beyond EOCs to treat decision-related human failure events in general.

EOC pilot study II

This study is the second application of the CESA method for Errors of Commission [9]. It is one of the first EOC analyses for a Boiling Water Reactor (BWR) and follows the earlier application of CESA for a Swiss Pressurized Water Reactor (PWR) [8]. Its first aim is to examine the risk significance of potential EOCs specific to the studied plant. Although these results are plant-specific, they also contribute to the understanding of how EOCs may impact BWRs more generally. The scope of the study was limited to scenarios initiated by internal events during full-power operation. The study's second aim is to evaluate the CESA method in an application to BWRs and identify any needed improvements.

The work completed in 2009 started with the EOC top events (types of aggravating actions) that were identified and prioritized in terms of potential risk significance

EOC type	Scenario	EOC identifier
Termination of the HPCS	Loss of Feedwater (FW) (or equivalent) Failure of Reactor Core Isolation Cooling (RCIC) (hardware)	HE-HPCS.EOC1
	Loss of FW (or equivalent) Failure of manual RCIC control (after it trips at level setpoint L8)	HE-HPCS.EOC2
	Loss of FW (or equivalent) Failure of RCIC (hardware) Failure of manual depressurization	HE-HPCS.EOC3
Depressurization and termination of the HPCS	Loss of FW (or equivalent) Failure of RCIC (hardware)	HE-DP&HPCS.EOC1
	Loss of FW (or equivalent) Failure of manual RCIC control (after it trips at L8)	HE-DP&HPCS.EOC2
Termination of injection from LPCS and LPCI	Loss of FW (or equivalent) Failure of RCIC and HPCS Automatic Depressurization System (ADS) actuates at level 1 and RPV reduced for low pressure injection	HE-LPCS&I.EOC1

Table 1: Most significant EOC scenarios identified in the plant-specific pilot study.

during 2008. In the identification process, the study accounted for a subset of the plant's procedures, those seen as central to the response to the important potential accidents. The objectives of the tasks completed in 2009 were: a) to identify specific scenarios where there is a significant likelihood that these types of actions (EOCs) could be performed, b) to analyze and quantify the scenario-specific EOC actions, and c) to determine the contributions of these EOC scenarios and actions to risk. Six scenarios with a potential EOC were identified, listed in Table 1. The relevant procedural guidance, information from plant experts in the form of written questions and answers, and an interview with a former plant operator were the basis for analyzing and quantifying the identified EOC actions. These EOC actions were then quantified using expert judgment. To evaluate their risk significance, the EOC events were added to the PSA model. These preliminary results were presented to plant experts for an initial evaluation and feedback in December 2009.

Pending the detailed review of the analyses and study report by the plant [2] (early 2010), the preliminary results suggest that the contribution to risk of the most important EOCs is comparable to that of the most important errors of omission, i.e. the required actions typically treated in the plant's PSA. This highlights the significance of EOCs in the plant risk profile. Overall, inclusion of these EOCs in the plant PSA model indicates that the EOC contribution increases the core damage frequency (from internal initiating events, at full power) between 3 and 10 %.

This second pilot study has shown that the CESA method is also effective for EOC identification in a BWR plant. There were some differences in the detailed implementation of some method steps due to differences in the PSA modeling approach. On the other hand, a brief comparison of the EOCs identified in this work with those identified for a PWR in the earlier CESA pilot study [8] suggests that there may be differences in the character of the EOCs or failure mechanisms. This may be due to the overall concept and organization of the procedures in these plants.

Dynamic scenario analysis – tools, case study, results, and analysis of the results

In an HRA, human performance is analyzed to identify failure modes and to estimate the failure probabilities of the actions. By simulating the plant and operator responses jointly, a dynamic scenario analysis tool aims to provide a better understanding of scenarios, their evolution, and the associated human performance conditions. The focus of the 2009 work was a) the application of the Dynamic Event Tree model to simulate the scenario of the case study and b) the post-simulation analysis of the results in view of supporting an HRA analysis.

The case study treated a small Loss of Coolant Accident (SLOCA) in a cold leg of a three-loop PWR. To characterize the performance challenges for the operator in this scenario, the model considered multiple sources of vari-

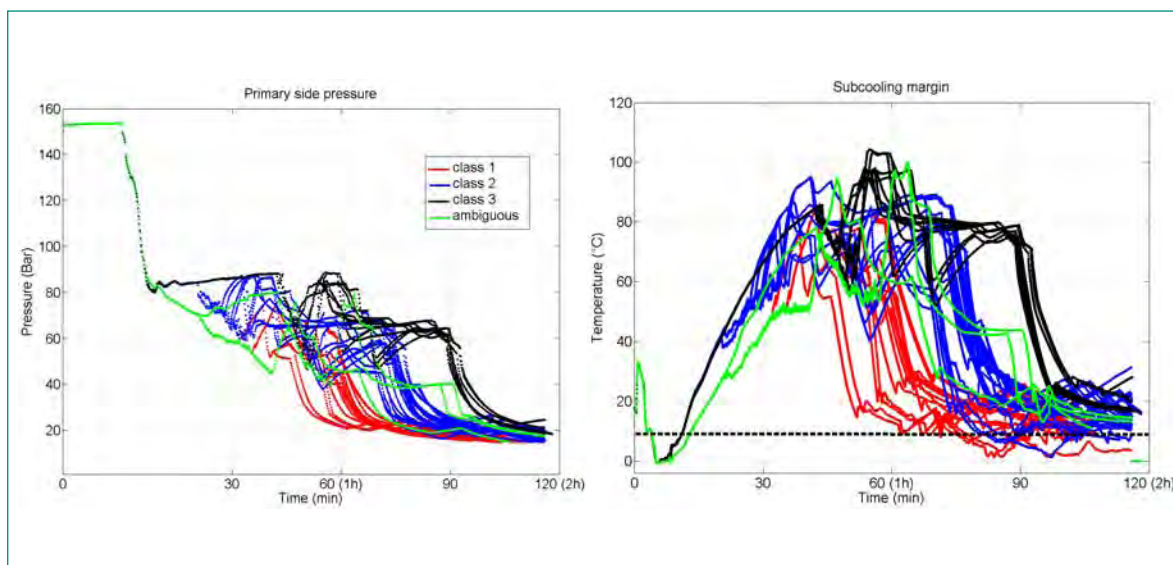


Figure 1: Evolution of primary pressure and subcooling margin (SCM) for the DET-generated scenarios.

ability in the operator response. The analysis addressed the time at which the crews transfer to the SLOCA procedure, their control of the subcooling margin (SCM) through the use of pressurizer spray, and their handling of the termination of the high pressure injection (HPI) pumps. The unavailability of an HPI pump and of the steam dump was also treated.

The case study was carried out using a plant and a crew model coupled through the ADS (Accident Dynamic Simulator) software tool, which is a Dynamic Event Tree (DET) framework. ADS manages the interactions of the models to generate dynamically a tree representing a spectrum of possible evolutions of the accident scenario. The «safety engineer» function has been modeled by adding an operator in the crew model to monitor and check high-priority safety functions. This model also serves to model the crew's transfer to the safety management guideline when several safety criteria are not met. Treating the sources of variability required extensions of the procedure-guided operator response model combining the use of plant procedures, mental procedures, and «rules» based on training.

With the diverse sources of variability thus modeled, the ADS model generated a tree of 81 plant-operator responses to a SLOCA initiating event. Underlying the dynamically generated branches and tree are the evolutions of the plant parameters and of the crew. The aim of post-simulation analysis is to draw general conclusions and insights on the scenario from this data. It requires an iterative strategy consisting of: a) grouping accident sequences that are similar in terms of plant response and/or events, b) identifying the critical events that are key to the sequences with undesired outcomes or a reduced safety level, and c) screening out events that lead to variability without affecting the outcome. Scenario classification techniques based on fuzzy set theory [3] and a DET parser to selectively focus in on the simulation data were developed.

In SLOCA scenarios, the depressurization of the reactor to low pressure conditions is one of the key tasks treated in an HRA. An analysis of the DET simulation results to support the characterization of this task as an input for HRA was performed. In a typical PSA, the time available for this task is calculated by thermal-hydraulic analysis of the scenario and compared to estimates of the time to perform the depressurization. In an initial analysis, the sequences where the crews exceed the estimated time available can be identified and their probabilities can be summed. In Figure 1, the pressure evolutions in black (class 3) and green represent the sequences

where the depressurization exceeded 90 minutes, with a total probability of 0.04. The sequences with a depressurization close to 60 minutes (shown in red) have a probability of 0.64, with the remaining sequences in between (0.32). The DET model, however, can also treat other failure mechanisms or criteria. For instance, if maintaining an adequate subcooling margin (SCM) during depressurization is considered, the depressurization in some sequences previously considered successful in class 3 and several sequences from the success classes 1 and 2 is failed. Figure 1 also shows SCM for the same sequences. The probability of these sequences with failed depressurization is 0.099, but for the case study, they highlight the control of SCM as a constraint on depressurization and a potential source of difficulties for this task. This analysis demonstrates some ways in which DET operator-plant simulation can support HRA, by allowing a better characterization of the crew tasks and an integrated view of the scenario.

International HRA Empirical Study

The HRA Empirical Study is a benchmark evaluation of 12 HRA methods, in which the methods were assessed by comparing their predictions with reference data obtained from dedicated simulator studies. The reference data was based on the performance of licensed operator crews in PSA scenarios: 2 Steam Generator Tube Rupture (SGTR) and 2 Loss of Feedwater (LOFW) scenarios. The study is hosted by the OECD Halden Reactor Project and uses its HAMMLAB human-machine research simulator facility. Phase 1 of the study addressed the benchmarking methodology, including the benchmarking protocols, data collection, data analysis, and comparison criteria [4, 10]. It focused on 2 of the 9 Human Failure Events (HFEs) in the SGTR scenarios. Phase 2 dealt with the complete SGTR scenarios whereas Phase 3 addresses the 4 HFEs in the LOFW scenarios and the overall conclusions of the study. The assessed methods were: ASEP, THERP, Enhanced Bayesian THERP (VTT), SPAR-H, CDBT (EPRI), ATHEANA, MERMOS (EDF), KHRA (KAERI), CESA (PSI), HEART, CREAM, and Paname (IRSN) ([4, 10] include a short description of the methods and references).

In 2009, the Phase 2 work started in 2008 was completed. The SGTR results were presented to the HRA analysis teams in a March workshop. The report revised in view of their feedback was finalized [5, 6]. For Phase 3, the reference data was derived from analyses of the LOFW

simulator data and the method predictions and data were compared. These LOFW results were presented to the HRA analysis teams for comment in the December 2009 workshop.

For each method, the benchmark comparisons addressed the two main aspects of the method predictions: a) the performance factors identified as driving the crews' performance and the difficulties associated with the HFEs, and b) the consistency of the predicted HEPs with the reference data. The comparison of difficulties and driving factors relates to the qualitative analyses performed in HRA to support the estimation of the HEP and to how the methods weigh and rate these factors, or alternatively, how they support analysts in a judgment of these weights and ratings. The quantitative comparison criteria considered primarily the HFE ranking predicted by each method and secondarily how the probabilities compared to the confidence bounds obtained for the reference HEPs. One reason for this prioritization of the quantitative criteria is that the number of observations (14) is small in statistical terms. On the other hand, it is large for a simulator study with licensed crews: data was collected for a total of 56 simulator sessions.

The benchmark should be interpreted as an assessment of the methods for the specific HFEs as defined for these scenarios in the simulator study. These findings should not be viewed as a general assessment of the methods because the benchmark HFEs are not representative of the full set of HFEs of interest for the PSA of nuclear power plants. Concerning the predicted performance difficulties and driving factors, the qualitative analyses of the HRA teams were able to identify many of the observed difficulties. In some cases, there were shortcomings in their consideration of some decision-making aspects outside of situation assessment. For instance, the simulator data included observations of decision-making issues while following procedures and in carrying out actions on the plant (implementation). The observed crew performances also revealed some performance issues outside the scope of the PSFs as defined in the methods. More generally, there were shortcomings in the guidance for rating the PSFs.

With regard to quantitative performance, the HEPs provided by the HRA teams for a given HFE show significant variability across methods. Most of the mean values fell within 2 orders of magnitude, when extreme outliers are excluded. While some of the variability could be attributed to conservative assumptions, closer examinations found that some HRA teams made inappropriate assumptions. The variability does not appear to be at-

tributable to shortcomings in the descriptions of the scenarios and definitions of the HFEs.

The results of the HRA Empirical Study have provided valuable insights on the performance of a diverse set of HRA methods. The comparison of the qualitative and quantitative predictions of the methods to a set of reference data produced in a simulator study resulted in insights about which aspects of each HRA method could be improved and in what way. The assessment of CESA discussed above provides examples of some of the method-specific findings obtained in this work. Furthermore, the inclusion of diverse HRA methods ensured that the criteria for method assessment applied to a wide range of approaches. In many cases, comparisons between the HRA analyses to examine how different HRA teams and methods treated the same performance difficulty were also very revealing. Finally, the presentation for comment of the analyses of the simulator data and the comparison results at the three workshops held in support of the study (two during 2009) contributed to a high acceptance of the result and positive feedback from the study participants.

National Cooperation

The research within the HRA-III 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 supported the EOC pilot study carried out for this project by providing the PSA, plant procedures, and the expertise of the utility personnel concerning plant operations, training, and the specific response strategies for accident scenarios. Observations of crew performance in the plant's full-scope training simulator were also performed to provide information about crew practices in accident scenarios and in connection with the procedures. As noted, the preliminary results of the EOC pilot study were presented to utility experts. Finally, they will review the final report of the EOC pilot study report prior to publication in 2010. In the area of dynamic scenario analysis, the case study involves a second Swiss nuclear power plant. The plant's procedures and PSA were used. A review of the results of this dissertation work by utility experts is planned.

The doctoral dissertation, entitled «Modeling human performance and human-machine system dynamics using the dynamic event tree methodology», is advised by Prof. W. Kröger of the ETHZ Laboratory for Safety Analysis (together with V.N. Dang).

International Cooperation

The International HRA Empirical Study is hosted and coordinated by the OECD Halden Reactor Project. The Halden Project provides the simulator facilities and supports the study with its staff as part of the Project's Joint Programme, to which Switzerland (ENSI) contributes. In addition, 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 the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Scientech for EPRI, Sandia National Laboratories, Idaho National Laboratory, SAIC, Alion Science, University of Maryland, all US; EDF and IRSN, France; VTT, Finland; Ringhals and Vattenfall, Sweden; KAERI, Korea; NRI, Czech Rep.; Polytechnic of Milan, Italy; Risø, Denmark.

A second international initiative is a task group within the OECD NEA/Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI). Following up the 2008 publication of «HRA Data and Recommended Actions to Support the Collection and Exchange of HRA Data» [12], the task group led by PSI held a workshop, «Simulator Studies for HRA», in November 2009. The proceedings of the workshop hosted by NUBIKI in Budapest, Hungary, will be completed in 2010.

The research related to dynamic risk assessment is supported by a cooperation with the University of Maryland (Prof. A. Mosleh), on the ADS software tool for dynamic event tree analysis [13].

A second university cooperation is with the «Politecnico di Milano» Technical University (Prof. E. Zio) on the application of risk and reliability methods and algorithms in connection with HRA and dynamic reliability problems. Currently, the focus concerns the expert modeling work [14].

Assessment 2009 and Perspectives for 2010

The overall results of the HRA-III project are summarized below the Assessment 2009.

Assessment 2009

EOC methodology – quantification

1. Evaluate the CESA method on the basis of a simulator data

The evaluation of CESA, in the frame of the HRA Empirical Study, an international benchmark of HRA methods based on data collected in a simulator study, was completed. The assessments of each HRA method, including CESA, were presented at two workshops during 2009 and discussed and reviewed with the HRA teams. The method assessments based on the SGTR data are reported in [5], which incorporates the feedback from the first workshop. The revision of the report on the assessments based on the LOFW data, to incorporate the feedback from the second workshop in December 2009, is on-going.

EOC pilot study II

2. Carry out a plant-specific study to identify potential EOC vulnerabilities for a Swiss plant

The results of EOC pilot study II were presented and discussed with experts from the plant in December 2009. Six specific EOC scenarios were identified and quantified, corresponding to 3 types of EOCs. The study report [2], presenting the analyses, the identified EOC scenarios, their probabilities and significance to risk, will be published after the plant experts' review in early 2010.

Dynamic Scenario Analysis

3. Study an accident scenario in a Swiss plant using the upgraded crew model and analyze the simulation results. Techniques for post-simulation analyses were applied in order to obtain insights for HRA.

The DET simulation of the small LOCA case study was completed. The sequences and data generated by the simulation model were analyzed using the classification techniques developed for DET analysis. The post-simulation analysis show different ways in which the results of dynamic scenario analysis can be used to support HRA.

International HRA Empirical Study

4. Complete the benchmark evaluation of the HRA methods for the SGTR and LOFW scenarios

The comparisons of HRA method predictions with the simulator-based reference data for the SGTR and LOFW scenarios and the assessments of the methods were completed and presented for discussion and review with the HRA analysis teams in two workshops held in March and December 2009. The report on the SGTR

benchmark results, incorporating the feedback of the teams from the first workshop, was completed [5]. The revision of the results report for the LOFW scenarios to incorporate the December feedback is on-going. A final report on the overall study and its conclusions is planned for 2010.

Overall results of the project 2006-2009

EOC quantification method (CESA)

The quantification method (CESA-Q) was evaluated in the HRA Empirical Study, an international benchmark involving 12 HRA methods and based on data from simulated emergency scenarios [4, 5, 10]. The assessment of CESA-Q and each of the methods examined how well the methods predicted 13 HFEs: 9 HFEs defined in two SGTR scenarios and 4 HFEs defined in two LOFW scenarios. CESA-Q's predictive power was assessed as moderately good for its qualitative predictions and fair to moderately good for its quantitative predictions. The set of situational factors used in CESA matched many of the PSFs shown to be important in the simulator data; however, in common with practically all methods, CESA would benefit from additional guidance for the qualitative analysis (supporting quantification) and especially for rating the factors. CESA's performance and positive characteristics motivate efforts to improve two aspects of the method: the traceability of the calculation of the HEPs based on the qualitative analysis findings and the scope and validation of the underlying data.

The CESA-Q quantification method is based on EOC events that have occurred. To a large degree, these events from industry experience, together with the EOC situations identified in the earlier Error of Commission (EOC) study for a PWR, have determined the scope and structure (factors) of the method. The EOC study performed for a BWR in this project [2] identified EOC situations whose structure and decision-related aspects were a poor fit for analysis with CESA-Q.

EOC Pilot II

A first analysis of potential EOCs for a Swiss BWR was carried out [2]. The CESA method showed to be effective for the identification of EOCs for a BWR. Six specific EOC scenarios were identified, corresponding to 3 types of EOCs. As in the preceding EOC study, these scenarios were quantified based on expert judgment. A review of the study results by plant experts is on-going. The

preliminary results suggest that, in terms of their contribution to risk, the most important EOCs are comparable to the most important actions (errors of omission in response to accident initiators) typically treated in the plant's PSA. The identified situations also suggest that there are differences in the character of the EOCs or failure mechanisms among the EOCs identified for a Pressurized Water Reactor (PWR) in the earlier CESA pilot study [8] and those identified for a BWR. Finally, as noted above, the larger set of specific EOC situations now available, after EOC Pilot II, suggest that EOC quantification needs to address a larger range of decision types and situations.

Dynamic scenario analysis

The ADS dynamic event tree (DET) framework, with a crew model addressing the performance operating crew guided by emergency procedures, was applied in a case study for a Swiss NPP. The model treats a small Loss of Coolant (LOCA) scenario, one of the risk-significant internal initiating event scenarios for a PWR in which the crew's response plays an important role. The development of the crew model focused on treating training-based rules in combination with procedure instructions. In addition, the variability in the time crews require to perform tasks was implemented for the DET simulation model [7].

The DET simulation model generates a large amount of data on the scenarios. In addition to the evolution of the plant parameters, the scenarios contain data on the crew's response and its basis. Quantifying related sequences, determining their main contributors, and deriving insights from this data requires a combination of strategies: grouping accident sequences that are similar in terms of plant response and/or events, identifying the critical events that are key to the sequences with undesired outcomes or a reduced safety level, and screening out events that lead to variability without affecting the outcome. Scenario classification techniques based on fuzzy set theory and a DET parser to selectively focus in on the simulation data were developed. The application of these techniques in the case study demonstrated different ways in which operator-plant simulation can support HRA.

HRA Empirical Study

In the International HRA Empirical Study, 12 HRA methods were benchmarked by comparing their predictions with reference data obtained in dedicated simulator studies [4, 5, 10]. The reference data was derived from

the observed performance of licensed crews in 4 PSA scenarios: 2 Steam Generator Tube Rupture (SGTR) and 2 Loss of Feedwater (LOFW) scenarios. The study was coordinated by the OECD Halden Reactor Project and uses its HAMMLAB human-machine research simulator facility. In addition to an anonymous utility organizations that provided the licensed operator crews, many organizations in the Halden Project member countries, including PSI through the HRA-III project, supported the study with HRA analysis teams and the assessment group.

The assessment of each method considered a) the predictions of the method on the difficulties associated with the HFEs and the performance factors driving the crews' performance, and b) the consistency of the predicted HEPs with the reference data. In addition to this evaluation of each method's results, the traceability of the qualitative analyses and quantification were also examined. The method assessment are based on selected, specific HFEs and should not be viewed as general conclusions on the method; these HFEs are not representative of all HFEs of interest for nuclear power plant PSA studies. Nevertheless, these assessments based on method performance and relative to shared empirical data provide new information for selecting methods and reviewing HRA analyses. In addition, specific insights that could be used to improve the methods were obtained.

Several aspects of the benchmark methodology are new and were developed for the Empirical Study. The data analysis used to derive the empirical reference HRA data from the observations of crew performances in the simulator was constructed for the benchmark; the benchmark had requirements that differed from human factors design evaluation and validation studies. For HRA, the simulator data also needed to be analyzed in qualitative terms that could be used in the comparison. This methodology and positive experience with the use of simulator data for objectives related to HRA analysis may contribute to increased HRA data collection in simulators.

Reports on the first 2 phases of the study (methodology and SGTR) are available [4, 10]. The phase 3 (LOFW) report and the final report on the overall study conclusions are planned for 2010.

Conclusion and Perspectives for 2010

The objectives of the HRA-III project have been reached with the achievement of the goals for 2009. The final report on EOC Pilot II, after the plant's review, and re-

ports on the last phase and on the overall findings of the HRA Empirical Study are in preparation for publication in 2010. The work in the area of dynamic scenario analysis and operator modeling is a doctoral dissertation, the defense of which is planned for 2010.

A follow-up project on Human Reliability Analysis has been outlined and is under discussion with ENSI, with the following proposed goals: a) a study of Errors of Commission for a third Swiss nuclear power plant (EOC Pilot III), b) extension of the CESA-Q quantification method to address the issues and recommendations resulting from the HRA Empirical Study and the just completed EOC study, c) development and evaluation of guidance for collecting and using simulator data for HRA, and d) a survey of the performance in actual earthquakes of operators in nuclear and other technical installations. One aspect of c) is the adaptation of the Empirical Study methodology for the collection and analysis of simulator data in a utility setting. Contributions to a follow-on HRA benchmark to take place using a utility full-scope training simulator in place of the HAMMLAB research simulator are expected to provide relevant results.

Publications

- [1] *B. Reer*: Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, prepared for the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, Paul Scherrer Institut, LEA 09-302, Villigen PSI, Nov. 2009.
- [2] *L. Podofillini, V.N. Dang*: A Plant-Specific Study of Errors of Commission for a Boiling Water Reactor with the CESA Method, draft report, Feb. 2010.
- [3] *D. Mercurio, L. Podofillini, E. Zio, V.N. Dang*: Identification and classification of dynamic event tree scenarios via possibilistic clustering: Application to a steam generator tube rupture event, *Accident Analysis and Prevention*, 41 (6): 1180-1191, 2009.
- [4] *E. Lois, V.N. Dang, J. Forester, H. Broberg, S. Massaiu, M. Hildebrandt, P.O. Braarud, G. Parry, J. Julius, R.L. Boring, I. Männistö, A. Bye*: International HRA Empirical Study – Phase 1 Report, NUREG/IA-0216, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC., Nov. 2009.
- [5] *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.

- [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*: Results from Comparing HRA Methods to HAMMLAB Simulator Data on SGTR Scenarios, (Extended Summary of HWR-915) for presentation at Enlarged Halden Programme Group (EHPG) Meeting, Storefjell, Norway, March 15–19 2010.
- [7] *D. Mercurio, V.N. Dang*: Modeling crew time variability in dynamic event trees, submitted to the 10th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment & Management (PSAM10), Seattle, USA, June 15–18, 2010.

References

- [8] *B. Reer, V.N. Dang, S. Hirschberg*: The CESA Method and its Application in a Plant-Specific Pilot Study on Errors of Commission, *Reliability Engineering & System Safety*, 83(2): 187-205, 2004.
- [9] *B. Reer, V.N. Dang*: The Commission Errors Search and Assessment (CESA) Method, PSI Bericht Nr. 07-03, Villigen PSI, May 2007.
- [10] *E. Lois, V.N. Dang, J. Forester, H. Broberg, S. Massaiu, M. Hildebrandt, P.O. Braarud, G. Parry, J. Julius, R.L. Boring, I. Männistö, A. Bye*: International HRA Empirical Study – Description of Overall Approach and First Pilot Results from Comparing HRA Methods to Simulator Data, Halden Work Report HWR-844, Rev. 1, May 2008.
- [11] *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.
- [12] *NEA CSNI*: HRA Data and Recommended Actions to Support the Collection and Exchange of HRA Data, prepared by V.N. Dang et al., NEA/CSNI/R(2008)9, Nuclear Energy Agency, Paris, France, May 2008.
- [13] *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.
- [14] *L. Podofillini, V.N. Dang, E. Zio, P. Baraldi, M. Librizzi*: Using models to incorporate expert knowledge in human reliability analysis – a dependence assessment method. Submitted to *Risk Analysis*.

Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW

Erstellen werkzustandsabhängiger Profile und Abschluss des Projektes

Autor und Koautor	lic. phil. Sandra Schumacher, Prof. Dr. Martin Kleinmann
Beauftragte Institution	Universität Zürich, Psychologisches Institut Arbeits- und Organisationspsychologie
Adresse	Binzmühlestrasse 14, 8050 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+41 (0)44 635 72 15
Dauer des Projekts	1. August 2005 bis 31. Mai 2009

ZUSAMMENFASSUNG

Das Gesamtprojekt wurde in diesem Jahr abgeschlossen. Die im Rahmen des Projekts vereinbarten Ziele wurden umfassend erreicht.

Hauptfokus des Jahres 2009 lag in der Erstellung werkzustandsabhängiger Anforderungsprofile. Die dabei gewonnenen Ergebnisse zeigen, dass – entgegen oft geäusserten Befürchtungen – die Anzahl der Fähigkeiten, in denen sich die beiden Werkzustände (Normalbetrieb und Störfall) signifikant unterscheiden, sowohl bei der Tätigkeit als Reaktoroperator wie auch als Schichtchef gering ist. Insgesamt liess sich zeigen, dass die Tätigkeit als Schichtchef sowohl von der Anzahl als auch von der Ausprägung der Fähigkeit her etwas grössere Differenzen zwischen Normalbetrieb und Störfall aufweist als die Tätigkeit als Reaktoroperator. Insbesondere Fähig-

keiten, die ein partizipatives Zusammenarbeiten erleichtern, sind beim Schichtchef im Normalbetrieb in einer höheren Ausprägung gefordert als im Störfall. Hingegen scheinen Fähigkeiten, die es dem Schichtchef ermöglichen, in schwierigen und kognitiv anspruchsvollen Situationen kompetent zu reagieren, im Störfall wichtiger zu sein als im Normalbetrieb.

Insgesamt ist das Projekt 2009 zu einem erfolgreichen Abschluss gekommen. Mit dem Fleishman Job Analyse System für eigenschaftsbezogene Anforderungsanalysen steht den Werken nun ein leicht anwendbares Werkzeug zur Gewinnung von Fähigkeitsprofilen zur Verfügung. Zudem können sie auf aktuelle werkzustandsunabhängige wie werkzustandsabhängige (Normalbetrieb und Störfall) Profile für die Tätigkeiten als Reaktoroperator, Schichtchef und Pickettingenieure zurückgreifen.

Projektziele

Der Faktor Mensch ist eine nicht zu unterschätzende Grösse bei der Sicherheit von komplexen technischen Systemen. In der Literatur finden sich Schätzungen, die davon ausgehen, dass 20 bis 70 % aller Systemfehler in KKW auf menschliche Fehler zurückzuführen sind (Buffardi, Fleishman, Morath, & McCarthy, 2000).

Es gibt eine Reihe von Massnahmen, mit denen man die Eignung des Personals für eine bestimmte Arbeit (d.h. eine optimale Passung zwischen Fähigkeiten der Arbeitnehmer und den Anforderungen des Arbeitsplatzes) sicherstellen kann. Einerseits ist dies – wie es im Kernenergiegesetz auch schon zum Ausdruck kommt – die gezielte Auswahl sowie Förderung und Schulung der Arbeitnehmer in den für sie wichtigen Bereichen. Andererseits ist auch die gezielte Anpassung der Arbeitsbedingungen an die Fähigkeiten der Arbeitnehmer eine mögliche Massnahme. Alle diese Interventionen können jedoch nur optimal umgesetzt werden, wenn die Arbeitsplatzanforderungen bekannt sind.

Genauere Kenntnisse der Anforderungen, die benötigt werden, um eine Tätigkeit optimal auszuführen, sind daher unumgängliche Grundlage zur Rekrutierung geeigneter Personen und somit auch zur Gewährleistung der Sicherheit in den Kernanlagen.

Seitens der Behörde waren bis anhin die Anforderungen an das lizenzpflichtige (bzw. zulassungspflichtige) Personal in der HSK-R-27 «Ausbildung des liz. Betriebspersonals» geregelt. Die darin genannten Anforderungen basieren auf Anforderungsanalysen, die Ende der Achtzigerjahre vom IAP durchgeführt worden sind. In der Zwischenzeit haben sich die Arbeitsbedingungen aufgrund des technischen Fortschritts verändert.

Ziel unserer Arbeit ist daher ein Anforderungsanalyseinstrument zu erarbeiten, mit dessen Hilfe die Kernkraftwerke relativ eigenständig und nach ihren Bedürfnissen Anforderungsprofile erheben können.

Des Weiteren sollen aktuelle Anforderungsprofile für die Funktionen Picketingenieur, Schichtchef und Reaktoroperator erhoben werden.

Im ersten Projektjahr (2006) lag unser Fokus auf der Suche nach einem für unsere Aufgabenstellung möglichst angemessenen Anforderungsanalyseverfahren und einer ersten Modifikation dieses Verfahrens. Auf der Basis einer umfassenden Literaturrecherche und von Expertenbefragungen entschieden wir uns für das Fleishman Job Analyse System für eigenschaftsbezogene Anforderungsanalysen (F-JAS). Da das F-JAS bis dahin nur in Englisch erhältlich war und aus dem ameri-

kanischen Sprachraum stammt, mussten wir das Verfahren übersetzen und den schweizerischen Bedingungen anpassen. Eine erste Befragungsreihe an den Werken konnten wir ab Mitte 2006 bis Anfang 2007 erfolgreich abschliessen.

Der Schwerpunkt im zweiten Projektjahr (2007) lag in der Auswertung und Analyse der erhobenen Daten. Unsere Resultate zeigten, dass die Tätigkeiten im Kontrollraum im Bereich der sozialen und interpersonellen sowie der kognitiven Fähigkeiten hohe Ausprägungen verlangen, im Bereich der psychomotorischen, physischen und sensorischen Fähigkeiten hingegen nur in durchschnittlichen oder geringen Ausprägungen benötigt werden. Bei einem Vergleich der drei Profile (Picketingenieur, Schichtchef und Reaktoroperator) wurde ersichtlich, dass sich die drei Tätigkeiten signifikant unterscheiden. Aufgrund der Befragungsdaten konnten wir zudem zeigen, dass die Jobinhaber den F-JAS als angemessen in der Länge, Komplexität und Schwierigkeit erachten. Es zeigte sich auch, dass die Befragten mit der Vollständigkeit der erhobenen Fähigkeiten zufrieden sind. Sie gaben jedoch an, dass im Bereich der verwendeten Begriffe und Ankerbeispiele Verbesserungsbedarf besteht. Dies zeigte sich auch darin, dass die Befragten oft auf zusätzliche Erläuterungen der Befragungsleiter angewiesen waren. Dieser Kritikpunkt wurde auch wiederholt in persönlichen Gesprächen mit den Befragten genannt.

Der Fokus des dritten Projektjahrs 2008 lag auf der Modifikation und Validierung des F-JAS auf der Basis der an den Werken erhobenen Daten und ergänzender Referenzstudien an weiteren Institutionen. Wir konnten dabei zeigen, dass das Verfahren sowohl in Bezug auf die Reliabilität wie auch Validität gute Ergebnisse liefert. In einem weiteren Schritt untersuchten wir den Einfluss zusätzlicher möglicher Fehlerquellen wie Wahl der Beurteiler, Analyseebene und Komplexität der verwendeten Fähigkeitsdimensionen auf die Güte des Verfahrens. Dabei wurde ersichtlich, dass das von uns gewählte Vorgehen für unsere Zielsetzung angemessen ist.

Ende Mai 2009 wurde das Projekt abgeschlossen. Bis dahin wurden ein elektronisches Hilfsmittel zur Datenauswertung erarbeitet sowie werkzustandsabhängige Profile (Normalbetrieb, Störfall) erstellt.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Wie bereits beschrieben, lag ein Schwerpunkt des Projektjahres 2009 auf der Erarbeitung werkzustandsab-

		Beznau	Gösgen	Leibstadt	Total
Schichtchef	Normalbetrieb	15	12	5	32
	Störfall	16	10	6	32
Reaktoroperateur	Normalbetrieb	9	5	4	18
	Störfall	8	6	4	18
Total		48	33	19	100

Tabelle 1: Verteilung der befragten Tätigkeitsinhaber auf die 2 Tätigkeiten, 2 Werkzustände und die 3 Kernkraftwerke.

hängiger Profile (Normalbetrieb, Störfall). Es sollte insbesondere die Frage beantwortet werden, inwiefern sich die Anforderungen an das Kontrollraumpersonal im Normalbetrieb und im Störfall unterscheiden. Hierzu führten wir eine Befragung an den Kernkraftwerken Beznau, Gösgen und Leibstadt durch. Befragt wurden Reaktoroperateure und Schichtchefs. Im Folgenden werden wir näher auf das Vorgehen und die Ergebnisse dieser Befragung eingehen.

Teilnehmer

An der Befragung, die wie oben bereits erwähnt an den Kernkraftwerken Beznau, Gösgen und Leibstadt durchgeführt wurde, nahmen insgesamt 100 Tätigkeitsinhaber teil (siehe Tabelle 1). Im Kernkraftwerk Mühleberg wurden keine Daten erhoben. Dies war möglich, da die Ergebnisse aus der ersten Erhebung zeigten, dass die Unterschiede zwischen den Werken minimal sind. Zudem wurden bei der Befragung nur die Tätigkeiten Reaktoroperateur und Schichtchef erhoben, nicht aber Pickettingenieur. Der Grund dafür war, dass Pickettingenieure in ihrer Funktion nur im Störfall zum Einsatz kommen und die Datenerhebung somit bereits durch die erste Befragung abgedeckt wurde.

Das mittlere Alter der befragten Schichtchefs lag in der Gruppe, die Angaben zum Normalbetrieb machte, bei 49 Jahren (mind. 35 bis max. 59 Jahre) und in jener, die Angaben zum Störfall gab, bei 50 Jahren (mind. 37 bis max. 61 Jahre). Zudem hatte die Normalbetrieb-Gruppe eine durchschnittliche Berufserfahrung von 11 Jahren (Anfänger bis 25 Jahre) und die Störfall-Gruppe eine Berufserfahrung von 13 Jahren (2 bis 36 Jahre). Bei den Reaktoroperateuren lag das Durchschnittsalter in der Normalbetrieb-Gruppe bei 40 Jahren (mind. 29 bis max. 63 Jahre) und in der Störfall-Gruppe bei 45 Jahren (mind. 29 bis max. 61 Jahre). Die Normalbetrieb-Gruppe hatte durchschnittlich 8 Jahre (1 bis 33 Jahre) und die Störfall-Gruppe 12 Jahre (Anfänger bis 34 Jahre) Berufserfahrung.

Vorgehen

Die Tätigkeitsinhaber wurden in kleinen Gruppen an insgesamt 14 Terminen befragt. Zuerst wurden den Befragten in einer ca. 15-minütigen Einleitung der Zweck der Befragung sowie der Fragebogen erklärt. Danach wurden sie angewiesen, den Fragebogen (Fleishman Job Analyse System für eigenschaftsbezogene Anforderungsanalysen) selbstständig auszufüllen.

Fleishman Job Analyse System für eigenschaftsbezogene Anforderungsanalysen

Die Grundlage des Fleishman Job Analyse Systems bilden insgesamt 73 Skalen, auf denen jeweils eine gegebene Fähigkeit im Hinblick auf ihre Bedeutung für eine Arbeitstätigkeit bzw. Arbeitsaufgabe eingeschätzt wird. Bei der von uns durchgeführten Erhebung wurden nur 52 Fähigkeiten verwendet. Diese Skalen basieren auf einer theoretisch bzw. empirisch abgeleiteten Taxonomie menschlicher Fähigkeiten und Fertigkeiten (ability requirements taxonomy), die sich in fünf Bereiche gliedert:

- Kognition
- Psychomotorik
- Physische Merkmale
- Sensorik/Wahrnehmung
- Soziale/interpersonelle Fähigkeiten und Fertigkeiten

Damit eignet sich das Fleishman Job Analyse System für die Analyse sehr unterschiedlicher Tätigkeiten und Aufgaben, die ein Spektrum abdecken, das von einfachen Routine- oder körperlich anstrengenden Tätigkeiten bis hin zu komplexen wissenschaftlichen oder technischen Tätigkeiten und Managementtätigkeiten reicht.

Jede Fähigkeit wird im Skalenheft des Fleishman Job Analyse Systems zunächst genau definiert. Diese Definitionen orientieren sich jeweils an einem allgemein akzeptierten Konstruktverständnis oder an typischen Operationalisierungen der jeweiligen Fähigkeiten in einschlägigen Forschungsarbeiten. Zudem werden Hinweise dazu gegeben, wie sich die gegebene Fähigkeit jeweils von anderen Fähigkeiten unterscheiden lässt, mit

denen sie Gemeinsamkeiten aufweist und daher möglicherweise verwechselt werden könnte. Diese Art der Definition soll sicherstellen, dass die Experten, welche die Bedeutung einer bestimmten Fähigkeit für eine Arbeitstätigkeit bzw. -aufgabe einschätzen, über ein klares Verständnis verfügen, was mit dieser Fähigkeit genau gemeint ist.

Die Einschätzungen selbst werden über siebenstufige verhaltensverankerte Ratingskalen abgefragt. Dabei muss jeweils eingeschätzt werden, in welchem Umfang eine bestimmte Fähigkeit gegeben sein muss, damit die

Tätigkeit/Aufgabe erfolgreich bewältigt werden kann. Diese Einschätzungen werden bei jeder Skala durch die Vorgabe von drei bis vier konkreten Verhaltensankern unterstützt. Diese Verhaltensanker beschreiben jeweils typische Beispiele für Aufgaben, deren erfolgreiche Bewältigung eine bestimmte Ausprägung der entsprechenden Fähigkeit erfordert und sind so gewählt, dass sie jeweils den Gesamtbereich der Skala möglichst gut abdecken. Abbildung 1 illustriert eine typische Fleishman Job Analyse System Skala am Beispiel der Fähigkeit «mündliches Verständnis».

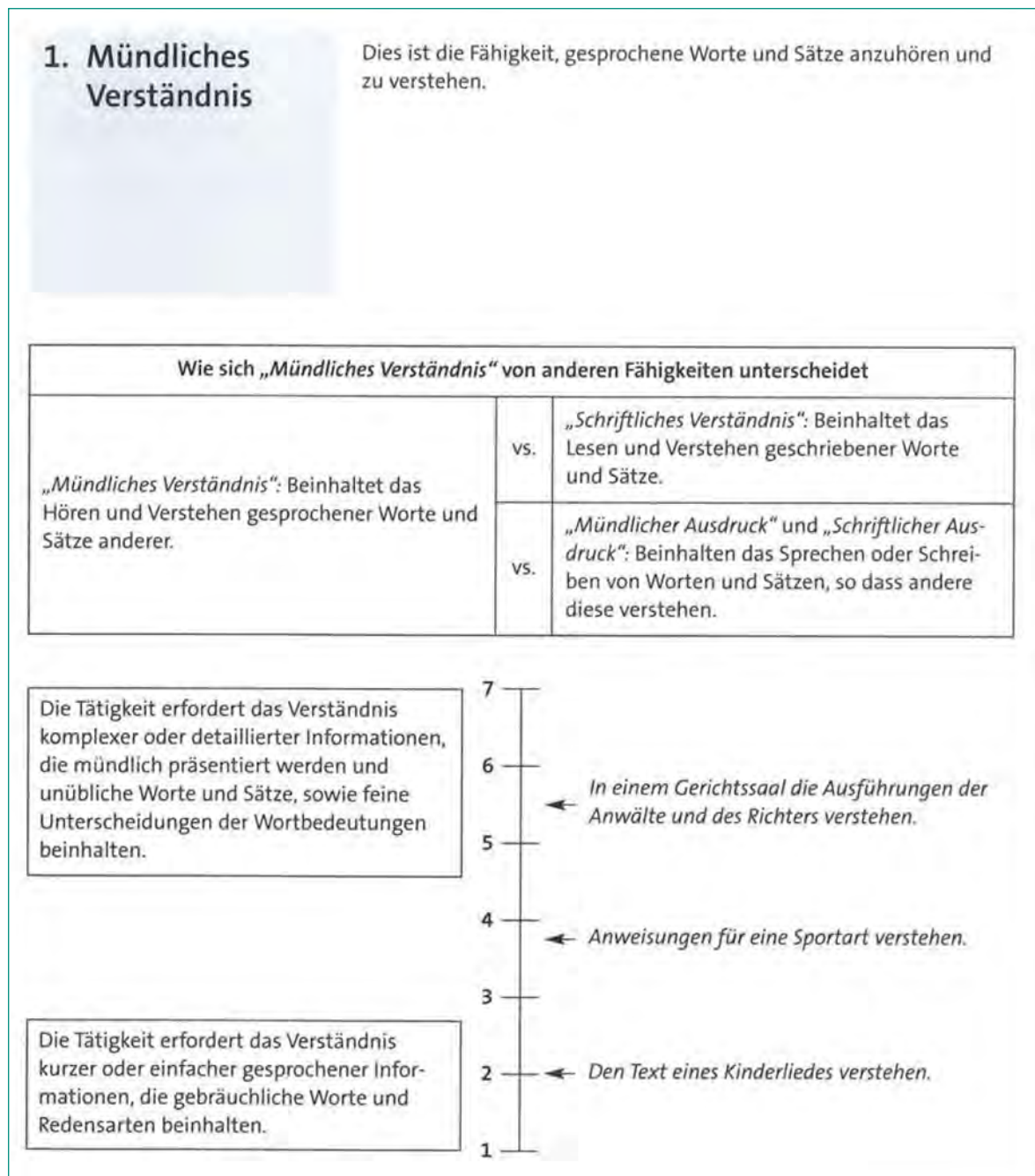


Abbildung 1: Fleishman Job Analyse System Skala aus Kleinmann, Manzey, Schumacher and Fleishman (in press).

Reliabilität des Verfahrens

Es wurden Intraclass Korrelationen (ICC, umgerechnet auf 15 Personen) von 0.92 Schichtchef/Normalbetrieb und 0.95 Schichtchef/Störfall bzw. 0.89 Reaktoroperateur/Normalbetrieb und 0.95 Schichtchef/Störfall gefunden. Die Intraclass Korrelationen weisen wie bereits bei der ersten Erhebung sehr hohe Werte auf, was erneut auf die hohe Qualität der Befragung und des Instrumentes hinweist.

Ergebnisse

Um zu prüfen, ob sich die beiden Werkzustände signifikant unterscheiden, wurden univariate, einfaktorische Varianzanalysen (ANOVAs) gerechnet.

Wie aus Tabelle 2 ersichtlich wird, bestehen bei der Tätigkeit als Reaktoroperateur nur in wenigen Fähigkeiten signifikante Anforderungsunterschiede zwischen den beiden Werkzuständen (Normalbetrieb und Störfall). Zudem fallen die Unterschiede zwischen den Zuständen relativ gering aus. Keine der 51 Fähigkeiten weist einen Unterschied grösser oder gleich 1 auf. Die Tätigkeit als Reaktoroperateur setzt also in beiden Werkzuständen relativ ähnliche Fähigkeiten voraus. Dieser Befund schwächt die oft geäusserte Befürchtung ab, der Wechsel zwischen den beiden Werkzuständen sei für die Tätigkeitsinhaber nur schwer möglich, da die Anforderungen zumindest im Bereich der erforderlichen Fähigkeiten zu unterschiedlich seien.

Betrachtet man die einzelnen Unterschiede zwischen Normalbetrieb und Störfall, so wird ersichtlich, dass der Reaktoroperateur insbesondere bei Fähigkeiten im Zusammenhang mit der Aufnahme und Verarbeitung von Information im Störfall höheren Anforderungen ausgesetzt ist als im Normalbetrieb. Dies zeigt sich durch höhere Ausprägungen im Zusammenhang mit simultaner **Informationsverarbeitung** (Fähigkeit, zwischen zwei oder mehr Informationsquellen hin und her zu wechseln), **selektivem Hören** (Fähigkeit, sich auf eine einzelne auditive Informationsquelle zu konzentrieren) und **Spracherkennung** (Fähigkeit, die Äusserungen einer anderen Person zu hören und zu verstehen). Zusätzlich benötigt der Reaktoroperateur im Störfall höhere Ausprägungen bei der Fähigkeit, ruhig und besonnen zu bleiben (**emotionale Kontrolle**), das eigene Verhalten den sich verändernden Bedingungen anzupassen (**Verhaltensflexibilität**) und die eigene Überzeugung logisch verteidigen zu können (**Argumentation**).

Auch bei der Tätigkeit als Schichtchef ist die Zahl der Fähigkeiten, die sich zwischen den beiden Werkzuständen signifikant unterscheiden, relativ gering (siehe Tabelle 3).

Jedoch sind die Unterschiede von der Ausprägung her deutlicher. 5 der 51 erhobenen Fähigkeiten unterscheiden sich mit einer Ausprägung grösser oder gleich 1. Es handelt sich dabei ausschliesslich um Fähigkeiten aus dem sozialen und interpersonellen Bereich. Wichtig dabei ist zu beachten, dass diese Fähigkeiten im Normalbetrieb in einer höheren Ausprägung benötigt werden als im Störfall. Die Befunde deuten darauf hin, dass im Störfall ein weniger soziales und interpersonelles Vorgehen gezeigt werden muss als im Normalbetrieb. Das Verhalten scheint deutlich direkter zu sein. Dies zeigt sich insbesondere in den geringeren Ausprägungen im Zusammenhang mit den Fähigkeiten **soziales Feingefühl** (Fähigkeit, Ansichten und Gefühle anderer zu verstehen und respektieren sowie Konsequenzen des eigenen Verhaltens gegenüber anderen zu beurteilen), **Verhandlungsgeschick** (Fähigkeit, mit anderen zu verhandeln, um einen Konflikt zu schlichten), **Offenheit für Neues** (Fähigkeit, gegenüber neuen Ideen und einem neuen Umfeld sowie der Vielfältigkeit und den Überzeugungen anderer aufgeschlossen und tolerant zu sein), **Freundlichkeit** (Fähigkeit, bei der Zusammenarbeit mit anderen umgänglich, taktvoll und hilfsbereit zu sein) und **Kontaktfähigkeit** (Fähigkeit, in sozialen Situationen kontaktfreudig und teilnehmend zu sein). Ebenfalls in diese Richtung weist die signifikant geringere Ausprägung der Fähigkeit **Coaching** (Fähigkeit, andere in der Entwicklung ihrer Talente und Fertigkeiten zu unterstützen). In einer höheren Ausprägung sind hingegen die Fähigkeiten **mentale Ausdauer** (Fähigkeit, ein optimales Niveau an Anstrengung aufrechtzuerhalten, bis Arbeitsaufgaben erfolgreich erledigt wurden) und **Problemwahrnehmung** (Fähigkeit festzustellen, wenn etwas falsch ist oder in die falsche Richtung läuft) im Störfall gefordert. Beides sind Fähigkeiten, die es den Tätigkeitsinhabern erlauben, auch in schwierigen und kognitiv anspruchsvollen Situationen kompetent zu reagieren. Als Letztes ist noch die Fähigkeit **schriftlicher Ausdruck** (Fähigkeit, beim Schreiben Worte und Sätze so zu verwenden, dass andere diese verstehen) zu nennen. Sie wird im Störfall in einer geringeren Ausprägung benötigt als im Normalbetrieb.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Anzahl der Fähigkeiten, in denen sich die beiden Werkzustände (Normalbetrieb und Störfall) signifikant unterscheiden, bei beiden Tätigkeiten (Reaktoroperateur und Schichtchef) relativ gering ist. Dieser Befund schwächt die oft geäusserte Befürchtung ab, der Wechsel zwischen den beiden Werkzuständen sei für die Tätigkeitsinhaber nur schwer möglich, da die Anforderungen für beide Tätig-

	Normalbetrieb (32)		Störfall (32)		F(1,62)	Sig.
	M	SD	M	SD		
Spracherkennung (S)	4.34	1.41	5.28	0.92	9.94**	0.002
Emotionale Kontrolle (S/I)	5.44	1.27	6.34	0.94	10.57**	0.002
Verhaltensflexibilität (S/I)	4.47	1.11	5.31	0.90	11.24**	0.001
Argumentation (S/I)	4.06	1.34	4.88	1.16	6.73*	0.012
Selektives Hören (S)	4.56	1.52	5.31	0.90	5.77*	0.019
Simultane Informationsverarbeitung (K)	5.31	1.09	5.88	0.87	5.20*	0.026

Tabelle 2: Unterschiede zwischen den benötigten Anforderungen (Normal-Betrieb vs. Störfall) für die Tätigkeit als Reaktoroperateur: Mittelwerte und Standardabweichungen der Fähigkeitsanforderungen sowie univariate Varianzanalysen für die einzelnen Fähigkeitsanforderungen.

Anmerkungen: Die Tabelle beinhaltet nur Fähigkeiten, die für mindestens einen Werkzustand relevant sind. Dies bedeutet, dass für mindestens einen Werkzustand die Fähigkeitsausprägungen grösser gleich 4 sind. Zudem sind nur Fähigkeiten angegeben, deren Ausprägungen sich zwischen den Werkzuständen (Normalbetrieb und Störfall) signifikant unterscheiden.

S/I = soziale und interpersonelle Fähigkeiten; K = kognitive Fähigkeiten; S = sensorische Fähigkeiten

*p < .05 **p < .01 ***p < .001

	Normalbetrieb (18)		Störfall (18)		F(1,34)	Sig.
	M	SD	M	SD		
Soziales Feingefühl (S/I)	5.17	0.79	3.28	1.32	27.22***	0.000
Freundlichkeit (S/I)	5.22	0.73	3.39	0.98	40.51***	0.000
Verhandlungsgeschick (S/I)	4.67	0.97	3.28	1.23	14.19***	0.001
Kontaktfähigkeit (S/I)	4.89	1.18	3.56	1.34	10.03**	0.003
Offenheit für Neues (S/I)	4.61	0.85	3.56	1.38	7.62**	0.009
Mentale Ausdauer (S/I)	5.28	0.67	6.06	0.64	12.72**	0.001
Problemwahrnehmung (K)	5.50	0.62	6.11	0.68	8.00**	0.008
Schriftlicher Ausdruck (K)	4.67	0.84	3.83	1.04	6.97*	0.012
Coaching (S/I)	5.06	1.00	4.11	1.45	5.18*	0.029

Tabelle 3: Unterschiede zwischen den benötigten Anforderungen (Normal-Betrieb vs. Störfall) für die Tätigkeit als Schichtchef: Mittelwerte und Standardabweichungen der Fähigkeitsanforderungen sowie univariate Varianzanalysen für die einzelnen Fähigkeitsanforderungen.

Anmerkungen: Die Tabelle beinhaltet nur Fähigkeiten, die für mindestens einen Werkzustand relevant sind. Dies bedeutet, dass für mindestens einen Werkzustand die Fähigkeitsausprägungen grösser gleich 4 sind. Zudem sind nur Fähigkeiten angegeben, deren Ausprägungen sich zwischen den Werkzuständen (Normalbetrieb und Störfall) signifikant unterscheiden.

Fett gekennzeichnet sind jene Fähigkeiten, die sich zwischen den beiden Werkzuständen mit einer Ausprägung grösser oder gleich 1 unterscheiden.

S/I = soziale und interpersonelle Fähigkeiten; K = kognitive Fähigkeiten; PM = psychomotorische Fähigkeiten; P = physische Fähigkeiten; S = sensorische Fähigkeiten

*p < .05 **p < .01 ***p < .001

keiten zumindest im Bereich der erforderlichen Fähigkeiten zu unterschiedlich seien.

Vergleicht man die beiden Tätigkeiten, so sieht man, dass die Unterschiede zwischen den Werkzuständen bei der Tätigkeit als Schichtchef sowohl von der Anzahl als auch von der Ausprägung der Fähigkeiten her grösser sind als bei der Tätigkeit als Reaktoroperateur. Grob gesagt sind vor allem Fähigkeiten, die ein partizipatives Zusammenarbeiten erleichtern, beim Schichtchef im Normalbetrieb in einer höheren Ausprägung gefordert als im Störfall. Hingegen scheinen Fähigkeiten, die es dem Schichtchef ermöglichen, in schwierigen und kognitiv anspruchsvollen Situationen kompetent zu reagieren, im Störfall wichtiger zu sein als im Normalbetrieb.

Bei der Tätigkeit als Reaktoroperateur liegen die Unterschiede zwischen den beiden Werkzuständen insbesondere bei den Fähigkeiten im Zusammenhang mit der Aufnahme und Verarbeitung von Information. Hier benötigen die Reaktoroperateure im Störfall höhere Ausprägungen als im Normalbetrieb.

Bewertung 2009

Ziel war es, das Gesamtprojekt bis Ende Mai 2009 abzuschliessen. Dies bedeutet, dass bis zu diesem Zeitpunkt ein für die Werke angemessenes Anforderungsanalyseverfahren entwickelt sowie aktuelle Anforderungsprofile erstellt wurde. Der Hauptfokus des Jahres 2009 lag darin, ein elektronisches Hilfsmittel zur Datenauswertung zu erarbeiten sowie neben den werkzustands-

übergreifenden Profilen werkzustandsabhängige Profile (Normalbetrieb, Störfall) anzufertigen.

Eine erste Version der Auswertesoftware konnten wir bis Ende Mai 2009 erstellen, die endgültige Version wird ab Anfang 2010 zur Verfügung stehen. Ebenfalls wurden werkzustandsabhängige Profile (Normalbetrieb, Störfall) erhoben. Die Ergebnisse zeigen, dass – entgegen oft geäusserten Befürchtungen – die Anzahl der Fähigkeiten, in denen sich die beiden Werkzustände (Normalbetrieb und Störfall) signifikant unterscheiden, sowohl bei der Tätigkeit als Reaktoroperateur wie auch als Schichtchef gering ist.

Insgesamt ist das Projekt 2009 zu einem erfolgreichen Abschluss gekommen. Mit dem Fleishman Job Analyse System für eigenschaftsbezogene Anforderungsanalysen steht den Werken nun ein leicht anwendbares Werkzeug zur Gewinnung von Fähigkeitsprofilen zur Verfügung. Zudem können sie auf aktuelle werkzustandsunabhängige wie werkzustandsabhängige Profile für das Kontrollraumpersonal zurückgreifen.

Referenzen

- *Buffardi, L. C., Fleishman, E. A., Morath, R. A. and McCarthy, P. M. (2000): Relationships between ability requirements and human errors in job tasks. Journal of Applied Psychology, 85, 551–564.*
- *Kleinmann, M., Manzey, D., Schumacher S. and Fleishman E. A. (in press): Fleishman Job Analyse System für eigenschaftsbezogene Anforderungsanalysen (F-JAS). Göttingen: Hogrefe.*

Anhang B: Mitgliedschaften des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
IAEA		
Commission on Safety Standards (CSS)		Allgemein
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
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Transport und Entsorgung
	Forum on Stakeholder Confidence (FSC)	Transport und Entsorgung

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
OECD-NEA		
	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
MCCI-2 Project (Molten Core Concrete Interaction)		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
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
Generation IV International Forum (GIF)	Risk and Safety Working Group (RSWG)	Allgemein
Internationale Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety, CNS	Ständige Kontaktgruppe der CNS (NCP)	Allgemein
Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Ständige Kontaktgruppe der JC	Transport und Entsorgung

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Internationale Übereinkommen		
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
	AG 1: 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
Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programs (NERS)		Allgemein
European Clearinghouse on NPP Operational Experience Feedback		Vorkommnisbearbeitung
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
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Transport und Entsorgung
	Beförderung (AKB)	Transport und Entsorgung
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz

¹ Ehemals High Level Group

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Fachverbände		
	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 2009

Publikationen:

Autoren ENSI	Publikation
R. Ahlfänger, R. Scheidegger	R. Ahlfänger, R. Scheidegger: Hazard and precautionary measures in connection with negligent or wilful contamination. Kerntechnik 74, 174–176 (2009). Carl Hanser Verlag, München, Elsevier, Amsterdam, ISSN 0932-3902.
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM08. PSI Bericht Nr. 09–02, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Schweiz (2009).
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, L. Guillot, C. Strobl, G. Butterweck, S. Gutierrez, M. Thomas, C. Hohmann, I. Krol, L. Rybach, G. Schwarz: International Intercomparison Exercise of Airborne Gamaspectrometric Systems of Germany, France and Switzerland in the Framework of the Swiss Exercise ARM07. PSI-Bericht 09–07, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Schweiz (2009).
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen. In: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2008, S. 45–47. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2009). http://www.bag.admin.ch/themen/strahlung/00043/00065/02239/index.html?lang=de
B. Bucher	B. Bucher, H. Völkle: Ortsdosis und Ortsdosisleistung in der Umgebung der schweizerischen Kernanlagen. Strahlenschutzpraxis, Heft 1/2009, ISSN 0947-434 X. TÜV Media GmbH, Köln (2009).
R. Döring	M. Vormwald, R. Döring: Deformations and damage to metallic materials under multiaxial non-proportional loading. Computational Materials Science 46 (2009), 555–560.
M. Herfort	P. Bossart, L. Glur, M. Gysi, M. Herfort & E. Meier: Ein neues Bohrloch-Evapometer zur Ermittlung der Evaporationsrate und der hydraulischen Leitfähigkeit in gering permeablen Formationen. Berichtsband zum Workshop 2009: Innovative Feuchtemessung in Forschung und Praxis-Materialeigenschaften und Prozesse, Bad Herrenalb, Deutschland, 30.09.– 01.10.2009. Herausgeber: Rainer Schuhmann, CMM (Competence Center for material and Moisture), Karlsruher Institut für Technologie.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Erfahrungsrückfluss aus Störfallstatistiken zur Optimierung im Strahlenschutz, Strahlenschutzpraxis Organ des Fachverbands für Strahlenschutz e.V. Heft 2/2009, 17–21.
J. Kuhlemann	J. Kuhlemann, W., Frisch, M. Meschede, Korsika. Geologie, Natur und Landschaft, Exkursionen, Sammlung geologischer Führer 99, 237 S., Schweizerbart (2009).

Autoren ENSI	Publikation
J. Kuhlemann	J. Kuhlemann, J., Reinecker, I., Krumrei, C., Schuster, H. Westphal: Klimawandel im Mittelmeer: Auf der Suche nach Korsikas Gletschern. Jahrbuch des Deutschen Alpenvereins 2010, 76–83 (2009).
J. Kuhlemann	J. Kuhlemann, I., Krumrei, M., Danišik, K. van der Borg: Weathering rates of granite in temperate climate as revealed by cosmogenic ¹⁰ Be. In: Lisker, F., Ventura, B. & Glasmacher, U. A. (eds): Thermochronological Methods: From Palaeotemperature Constraints to Landscape Evolution Models. Geological Society of London, Special Publications 324, 217–235 (2009).
J. Kuhlemann	I. Dunkl, W. Frisch, J. Kuhlemann, A. Brügel: Pebble-population-dating (PPD) – a new method for provenance research using single grain fission track chronology on different pebble lithologies.– Geol. Soc. of London Spec. Publ. In: Lisker, F., Ventura, B. & Glasmacher, U. A. (eds): Thermochronological Methods: From Palaeotemperature Constraints to Landscape Evolution Models. Geological Society of London, Special Publications 324, 125–140 (2009).
J. Kuhlemann	M. Danišik, P., Migon, J., Kuhlemann, N., Evans, I., Dunkl, W. Frisch: Thermochronological constraints on the long-term erosional history of the Karkonosze Mts., Central Europe, Geomorphology, doi: 10.1016/j.geomorph.2009.11.010 (2009).
J. Kuhlemann	J. Kuhlemann, M. Milivojević, I. Krumrei, P. Kubik, P.: Last glaciation of the Šara Range (Balkan peninsula): Increasing dryness from the LGM to the Holocene. Austrian Journal of Earth Sciences 102, 146–158 (2009).
A.-K. Leuz, H. Wanner	K.J. Powell, P.L. Brown, R.H. Byrne, T. Gajda, G. Hefter, A.-K. Leuz, S. Sjöberg, H. Wanner: Chemical speciation of environmentally significant metals with inorganic ligands. Part 3: The Pb ²⁺ + OH ⁻ , Cl ⁻ , CO ₃ ²⁻ , SO ₄ ²⁻ , and PO ₄ ³⁻ systems (IUPAC Technical Report). Pure and Applied Chemistry 81(12), 2425-2476 (2009).
R. Mailänder	R. Mailänder: Forschungsprogramm Regulatorische Sicherheitsforschung. In: Bundesamt für Energie: Energie-Forschung 2008, Überblicksberichte der Programmleiter, 227–238 (2009).
M. Rahn	C. Glotzbach, C. Spiegel, J. Reinecker, M. Rahn, W. Frisch: What perturbs isotherms? An assessment using fission-track thermochronology and thermal modelling along the Gotthard transect, Central Alps. Geological Society of London, Special Publications 324, 111–124 (2009), doi:10.1144/SP324.9.
M. Rahn	E. Janots, M. Engi, D. Rubatto, A. Berger, C. Gregory, M. Rahn: Metamorphic rates in collisional orogeny from in situ allanite and monazite dating. Geology 37(1), 11–14 (2009), doi:10.1130/G25192A.1.
M. Rahn	B. Heberer, J.H. Behrmann, M. Rahn: From sink to source: Inferring onland geodynamics and sedimentary pathways from the marine and estuarine record – A detrital apatite fission track study from the Chile continental margin (29–47°S). Lateinamerika-Kolloquium, 7.–9.4. 2009, Göttingen, Abstracts and Program, 128–130 (2009).

Autoren ENSI	Publikation
M. Rahn	B. Heberer, J.H. Behrmann, M. Rahn: Erosion, transport and deposition along the South-Central Chilean margin: the detrital apatite fission track perspective. Geophysical Research Abstracts 11, EGU2009-8695 (2009).
K. Samec	K. Samec, R. Milenković: Analysis of a Generic Liquid-metal Leak. In: Nuclear Technology, 288 – 303 (August 2009). American Nuclear Society.
K. Samec	K. Samec, R.Ž. Milenković, S. Dementjevs, M. Ashrafi-Nik, A. Kalt: Design of a compact high-power neutron source – The EURISOL converter target. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, Volume 606, Issue 3, 281–290 (2009).
K. Samec	R.Ž. Milenković, K. Samec, S. Dementjevs, A. Flerov, W. Wagner: Detection of a structural impact in liquid metal flow during test runs of the EURISOL target mock-up. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, Volume 609, Issue 1, 1–18 (2009).
K. Samec	R.Ž. Milenković, S. Dementjevs, K. Samec, P. Ernests, A. Zik, A. Flerov, E. Manfrin, K. Thomsen: Structural-hydraulic test of the liquid metal EURISOL target mock-up. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, Volume 607, Issue 2, 279–292 (2009).
Y. Scheiwiller	Nukleare Aufsicht in der Schweiz: Das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) ist seit dem 1.1.2009 die Aufsichtsbehörde über die Sicherheit und Sicherung der Kernanlagen der Schweiz. Sicherheit & Recht 02/2009, 125–140.
U. Schmocker, D. Kalkhof	U. Schmocker, D. Kalkhof: Poursuite de l'exploitation des centrals nucléaires suisses. Contrôle 184, 20–28 (2009).
G. Schoen, B. Reer	V. Dang, G. Schoen, B. Reer: Overview of the Modelling of Severe Accident Management in the Swiss Probabilistic Safety Analyses. OECD/NEA Workshop on Implementation of Severe Accident Management Measures (ISAMM-2009), Böttstein, Switzerland, 26.–28.10.2009.
M. L. Sentis, F. Altorfer	M.L. Sentis, F. Altorfer, G. Kosakowski: Benchmark Calculations with Tough2-EOS9nT of the transport of radionuclides through clay and bentonite barriers in a geological repository. Proceedings TOUGH Symposium 2009. Lawrence Berkeley National Laboratory, Berkeley, California, September 14–16, 2009.
M. L. Sentis, F. Altorfer, M. Herfort	M.L. Sentis, F. Altorfer, M. Herfort, A. Jakob, G. Kosakowski, S. Friedel: Benchmark Calculations with COMSOL of the Transport of Radionuclides through Clay and Bentonite Barriers in a Geological Repository. Proceedings COMSOL Conference Milan, 14.–16.10.2009.

Vorträge:

Autoren ENSI	Vortrag
R. Ahlfänger, M. Brunell, J. Hammer	R. Ahlfänger, M. Brunell, J. Hammer: Strahlenexposition des Personals in schweizerischen Kernanlagen. 6. Gemeinsame Tagung des Österreichischen Verbandes für Strahlenschutz ÖVS mit dem Fachverband für Strahlenschutz FS und 41. Jahrestagung des FS, Alpbach, Tirol, 21.–25.09.2009.
A. Badur	A. Badur: Entwicklung und Umsetzung von Sicherheitsüberprüfungen (SÜ) an konkreten Beispielen: Erkenntnismöglichkeiten der Sicherheitsüberprüfung am Beispiele der schweizerischen Anlage Leibstadt (KKL). 27. Hauptsitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK), Leipzig, 29–30.10.2009.
O. Beffort, S. Theis	O. Beffort, S. Theis, R. Sarrafian, J. v. Aarle: Spent fuel management in Switzerland. IAEA Technical Meeting on Potential Interface Issues in Spent Fuel Management. Wien, IAEA Headquarters (VIC), 03.–06.11.2009.
B. Bucher	A. Beutmann, B. Bucher, E. Kümmerle, W. Kukla, E. Pomplun, H. Völkle, A. Wicke: Zur Dosisrelevanz der einzelnen Expositionspfade bei Emissionen aus Kernkraftwerken. Jahrestagung 2009 des Fachverbands für Strahlenschutz, Alpbach, Österreich.
R. Döring	R. Döring, M. Vormwald: Constitutive Models for the Simulation of Deformations in Metallic Materials Under Complex Cyclic Loadings. International Symposium on Plasticity 2009, St. Thomas (USA Virgin Islands), 03.–08.01.2009.
H.R. Fierz	H.R. Fierz: NPP Beznau INES 2 incident: Irradiation of two Workers Exceeding Statutory Annual Limits. 38 th Meeting of Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, 12.–15.10.2009.
H.R. Fierz	H.R. Fierz: Inspections Croisées: A successful French-Swiss Collaboration. 38 th Meeting of Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, 12.–15.10.2009.
H.R. Fierz	H.R. Fierz: Unavailability of Emergency Diesel Generator and Offsite Power Source at NPP Beznau Unit 1. 37 th Meeting of Working Group on Inspection Practices (WGIP), 22.–24.04.2009.
H.R. Fierz	H.R. Fierz: The Regulatory Body: Transition from HSK to ENSI. 37 th Meeting of Working Group on Inspection Practices (WGIP), 22.–24.04.2009.
A. Gorzel	A. Gorzel: Swiss Regulatory RIA Criteria and the Verification Procedures by the Operators. OECD/NEA Workshop «The Behaviour of Nuclear Reactor Fuel during Reactivity Initiated Accidents», Paris, 09.–11. September 2009.
A. Gorzel	A. Gorzel: Revision der Akzeptanzkriterien für die Kernnotkühlung (ECCS) beim LOCA, Bericht von der Regulatory Information Conference 2009, im Rahmen des 16. Treffens der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte bei Brennstoff», KKL, 25.05.2009.
A. Gorzel	A. Gorzel: OECD/NEA Studsvik Cladding Integrity Project SCIP-II, im Rahmen des 16. Treffens der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte bei Brennstoff», KKL, 25.05.2009.

Autoren ENSI	Vortrag
A. Gorzel	A. Gorzel: Status CABRI International Programme (CIP), im Rahmen des 16. Treffens der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte bei Brennstoff», KKL, 25.05.2009.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Trends on Occupational Exposure and Lessons Learned 2009 in Switzerland. ISOE Steering Group Meeting, Paris, 18.–20.11.2009.
J. Kuhlemann	J. Kuhlemann: Eiszeitliche Tiefenerosion und das Klima der Zukunft – Probleme für die geologische Tiefenlagerung? Kolloquium Basel, 02.12.2009.
R. Mailänder	R. Mailänder: Programm Regulatorische Sicherheitsforschung. Sitzung der Eidgenössischen Energieforschungskommission CORE, Dübendorf, 07.07.2009.
G. Piller	G. Piller: Le rôle de l'IFSN, Journée thématique de l'Association romande de radioprotection. La radioprotection et la relance du nucléaire en Suisse, Lausanne, 29.10.2009.
B. Reer	B. Reer: Melt Coolability and Concrete Interaction project 2 (MCCI2). Vortrag, PSI/ENSI-Workshop «Sicherheitsforschung im Bereich schwerer Unfälle», Villigen-ENSI, Schweiz, 08.05.2009.
B. Reer	B. Reer: Überprüfung der vom Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) eingereichten Probabilistischen Sicherheitsanalyse (LPSA2006). Vortrag, PSA-Fachsitzung, KKL, 23.11.2009.
M. Ryf	M. Ryf: Richtlinie B07 des ENSI, Unterschiede zu Schweden. Vortrag anlässlich des Vertiefungskurses «Materialprüfung mechanischer Komponenten in Kernkraftwerken» des Nuklearforums Schweiz, Olten, 18.–19.11.2009.
U. Schmocker, R. Sardella	U. Schmocker, R. Sardella: New builds in Switzerland: current situation. Multinational Design Evaluation Programme (MDEP) Conference on New Reactor Design Activities. Paris, 10.–11.09.2009.
G. Schwarz	G. Schwarz: INES 2 incident: Irradiation of two workers in Beznau NPP, 22 nd Meeting of the Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA), Paris, 08.12.2009.
G. Schwarz	G. Schwarz: Vom 2. in den 3. Kreis – ein Erfahrungsbericht des ENSI. Kaderseminar des Bundesamtes für Metrologie, Wabern, 13.10.2009.
H. Wanner	H. Wanner: Die Rolle der Sicherheitsbehörde im Sachplan geologische Tiefenlager, öffentliche Informationsveranstaltung, Blumberg (Deutschland), 17.02.2009.
H. Wanner	H. Wanner: Überprüfung durch die Sicherheitsbehörden: Methoden und Umgang mit Unsicherheiten, Delegation Schweizer Umweltorganisationen, Felslabor Mont Terri, St. Ursanne, 02.06.2009.
H. Wanner	H. Wanner: Rolle und Aufgabe des ENSI: Die Sicherheitsbegutachtung, Delegation Umweltministerium Baden-Württemberg, Felslabor Mont Terri, St. Ursanne, 15.09.2009.
H. Wanner	H. Wanner: Rolle und Aufgabe des ENSI im Bereich der nuklearen Entsorgung, Forum Vera, Aarau, 15.09.2009.
H. Wanner	H. Wanner: Das Beispiel Schweiz: Vom Entsorgungsnachweis zum Sachplanverfahren, BMWi-Verbundprojekttreffen, Universität Mainz, 07.10.2009.

Anhang D: Richtlinien des 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)

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
G01	Sicherheitstechnische Klassierung für Leichtwasserreaktoren (mit Modulen für bestehende und neue KKW) Safety classification of light-water reactors (with modules for existing and new nuclear power plants)	
G02	Spezifische Auslegungsgrundsätze für Leichtwasser-Reaktoren Specific design principles for 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	Anforderungen an die Lagerung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente Requirements for storage of radioactive waste and spent fuel elements	
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	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 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 Calculation of radiation exposure in the vicinity due to emission of radioactive substances from nuclear installations	2009/12
G15	Strahlenschutzziele für Kernanlagen im Normalbetrieb Radiation protection objectives for nuclear installations in normal operation	

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
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 Gefährdungspotenzial 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	

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	2008/9
B03	Meldungen der Kernanlagen Reports for nuclear installations	2008/9
B04	Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen 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	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	Ausführungsbestimmungen zur Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen VAPK Implementation guideline of the ordinance on requirements on personnel in nuclear installations	
B11	Notfallübungen Exercices d'urgence Emergency excercises	2007/11
B12	Notfallschutz in Kernanlagen Emergency preparedness in nuclear installations	2009/4
B13	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und Fortbildungen Approval of radiation protection training and further education	
B14	Anforderungen an die Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Einrichtungen in Kernanlagen Requirements for maintenance of electrical and instrumentation and control equipment classified important to safety in nuclear installations	

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 Kernanlagen 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-29	Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle Requirements for interim storage of radioactive waste	2004/3
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

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
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
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 2009

Herausgeber

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5232 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 drei weiteren
jährlichen Berichten aus seinem
Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

abrufbar unter

www.ensi.ch

ENSI-AN-7201
ISSN 1661-2892

© ENSI, April 2010