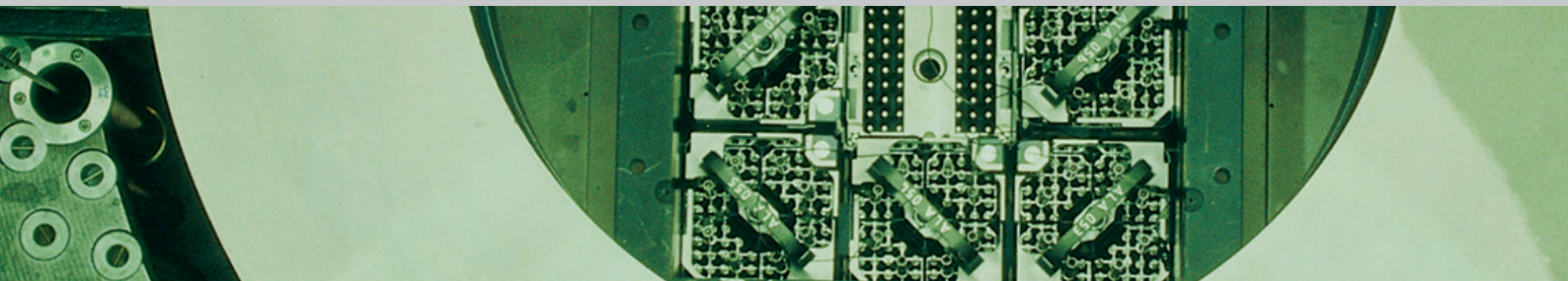




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

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 2008

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2008

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2008

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2008

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Inhaltsverzeichnis

Inhalt

Inhaltsverzeichnis	2
Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	7
Summary	9
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	11
1.1 Reaktorsicherheit	11
1.1.1 KORA – Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials	11
1.1.2 Diagnostik-II – Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement Due to Neutron Irradiation	13
1.1.3 Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktorbehältern für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken	14
1.1.4 STARS V – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	16
1.1.5 MSWI – Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents in LWR	18
1.1.6 MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases	19
1.1.7 OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction	20
1.1.8 OECD NEA Piping Failure Data Exchange Project (OPDE)	21
1.1.9 OECD ICDE – International Common-Cause Failure Data Exchange	22
1.1.10 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange	23
1.1.11 ECD CABRI Waterloop Project	24
1.1.12 OECD COMPSIS – Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety	25
1.2 Strahlenschutz	26
1.2.1 Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik	26
1.2.2 Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Radioanalytik	28
1.2.3 ARTIST – Aerosol Trapping in the Steam Generator	29
1.3 Transport und Entsorgung	31
1.3.1 Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri	31
1.4 Mensch, Organisation und Sicherheitskultur	33
1.4.1 Human Reliability Analysis	33
1.4.2 Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer Kernkraftwerken	34
2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen	37
2.1 Aktivitätsfreisetzung aus dem spanischen Kernkraftwerk Ascó 1, aus einer französischen Urananreicherungsanlage am Standort Tricastin und einem belgischen Institut zur Herstellung von Radioisotopen in Fleurus	38
2.2 Schäden an Steuerstabsystemen in Schweden	43
2.3 Geplatztes Probengefäß in einem IAEA-Labor im österreichischen Seibersdorf	43
2.4 Spannungsrisskorrosion an Mischnähten	44
3. Internationale Zusammenarbeit	45
3.1 Internationale Übereinkommen	45
3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit	45
3.1.2 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle	46
3.1.3 OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	46

3.2	Multilaterale Zusammenarbeit	46
3.2.1	Internationale Atomenergieagentur IAEA	46
3.2.2	Kernenergieagentur NEA der OECD	48
3.3	Behördenorganisationen	55
3.3.1	Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	55
3.3.2	EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	56
3.3.3	International Electrotechnical Commission	57
3.4	Bilaterale Zusammenarbeit	57
3.4.1	Gemischte Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	57
3.4.2	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	58
3.4.3	Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	59
3.4.4	Zusammenarbeit zwischen NRC und ENSI	59
3.4.5	Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz	60
4.	Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	61
4.1	Übergang von der HSK zum ENSI	61
4.1.1	ENSI-Verordnung	61
4.1.2	KNS-Verordnung	61
4.1.3	ENSI-Personalreglement	61
4.1.4	Gebührenverordnung ENSI	61
4.1.5	Weitere rechtliche Änderungen im Zuge der Inkraftsetzung des ENSI-Gesetzes	61
4.2	Neue Verordnungen	62
4.2.1	Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5)	62
4.2.2	Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und Sicherungsmassnahmen für Kernanlagen und Kernmaterialien (SR 732.112.1)	63
4.3	Neue Richtlinien	63
4.3.1	Richtlinie G05: Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung	63
4.3.2	Richtlinie G07: Organisation von Kernanlagen	63
4.3.3	Richtlinie G13: Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen	63
4.3.4	Richtlinie G14: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung auf Grund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	63
4.3.5	Richtlinie A04: Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	64
4.3.6	Richtlinie A05: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität	64
4.3.7	Richtlinie A06: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	64
4.3.8	Richtlinie B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	64
4.3.9	Richtlinie B03: Meldungen der Kernanlagen	64
4.3.10	Richtlinie B07: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen	64
5.	Strategie und Ausblick	67
Anhang A:	Jahresberichte der Forschungsprojekte	69
Anhang B:	Mitgliedschaften des ENSI in internationalen Gremien	231
Anhang C:	Publikationen und Vorträge 2008	235
Anhang D:	Richtlinien des ENSI	239
Anhang E:	Grundlagen der neuen ENSI-Richtlinien	241

Einleitung

Das im Februar 2005 in Kraft getretene neue 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. Der Übersichtlichkeit wegen wird im vorliegenden Bericht ausschliesslich der Begriff ENSI verwendet, auch dann, wenn es sich formal noch um die HSK handelte.



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 nebst der Materialforschung insbesondere Sicherheits- und Zuverlässigkeitsanalysen 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 Informationen über die Ursachen, Häufigkeiten und Verläufe verschiedener Störfälle.
- Der Strahlenschutz dient dem Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Umgebung der Kernanlagen vor ionisierender Strahlung. Dabei spielt auch die präzise Messtechnik 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 konzentriert sich das ENSI zurzeit auf Forschungsprojekte zur Untersuchung geeigneter geologischer Schichten für die Endlagerung hochradioaktiver, langlebiger Abfä-

le. Im Felslabor Mont Terri werden die geologischen, hydrogeologischen, geochemischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opalinustons untersucht. Im Rahmen dieses Projekts unterstützt das ENSI ein Experiment, das die Klüfte in der Auflockerungszone charakterisiert, die beim Ausbruch des Stollens infolge der Spannungumlagerungen entstehen.

- Der Mensch, die Organisation und die Sicherheitskultur haben einen wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit einer Kernanlage. Diese Aspekte gewinnen in der Aufsichtstätigkeit zunehmend an Bedeutung. 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. Das ENSI kam zu folgenden Ergebnissen:

- Aktivitäts-Freisetzung aus dem spanischen Kernkraftwerk Ascó 1, aus einer französischen Urananreicherungsanlage am Standort Tricastin und aus dem belgischen Institut zur Herstellung von Radioisotopen in Fleurus, Belgien: Bei allen Ereignissen wurde zum Teil während längerer Zeit unbemerkt Radioaktivität an die Umgebung abgegeben. Die beschriebenen Aktivitäts-Freisetzungen hatten keine Auswirkungen auf die Schweiz. Das ENSI hat aber überprüft, ob vergleichbare Abgaben mit Hilfe der betriebsinternen Messeinrichtungen und dem unabhängigen MADUK-Messnetz des ENSI erkannt worden wären. Dies hat sich bestätigt. Die verfügbaren Messmittel sorgen da-

für, dass die Wahrscheinlichkeit einer unbemerkten Freisetzung auf ein Minimum reduziert wird.

- Schäden an Steuerstabsystemen in den schwedischen Siedewasserreaktoren Forsmark-3 und Oskarshamn-3: Bezüglich der Schäden an Steuerstabsystemen in Siedewasserreaktoren hat das ENSI die Übertragbarkeit der Vorkommnisse auf die Schweizer Kernanlagen durch die Betreiber überprüfen lassen. Auf Grund unterschiedlicher Bauart und anderer Betriebsbedingungen kann es demnach nicht zu einer vergleichbaren thermomechanischen Beanspruchung wie bei den schwedischen Anlagen kommen. Dennoch hat das ENSI verlangt, dass in einer Schweizer Anlage die Prüfvorschriften für das Steuerstab-Antriebssystem verfeinert wurden.
- Spannungsrisskorrosion an Mischnähten des Reaktordruckbehälters im amerikanischen Druckwasserreaktor Wolf Creek: Bezüglich Spannungsrisskorrosion an Mischnähten von Reaktordruckbehältern hat das ENSI die Prüfanforderungen für die Schweizer Kernanlagen erhöht. Parallel dazu läuft ein Forschungsprojekt, in dem die Rissproblematik bei Mischnähten wissenschaftlich untersucht wird. Die weiteren Aufsichtsmassnahmen des ENSI werden von den Prüfergebnissen in den Anlagen und den Forschungsergebnissen abhängen.

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.

Zum Jahr 2008 ist vor allem die im April durchgeführte Überprüfungskonferenz zum internationalen Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS) hervorzuheben. Die an der Überprüfung beteiligten Länder würdigten die umfassende und ausgeglichene Umsetzung der Prinzipien der nuklearen Sicherheit und die integrierte Sicherheitsbewertung der Schweiz. Positiv hervorgehoben wurden zudem die Risikoanalysen der Aufsichtsbehörde und der Betreiber von Kernanlagen, die Einführung von Sicherheitsbeauftragten in zwei Kernkraftwerken, die Betonung der menschlichen Faktoren und die enge Zusammenarbeit mit Nachbarländern in der Notfallplanung.

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 2008 weitergeführt. Dabei wird das bestehende Verordnungs- und Richtlinienwerk den Anforderungen der neuen Kernenergiegesetzgebung angepasst und gleichzeitig mit den internationalen Standards abgestimmt. Im Jahre 2008 traten zwei neue, auf dem Kernenergiegesetz basierende Verordnungen in Kraft, zum Start des ENSI am 1. Januar 2009 vier weitere. Zudem wurden zehn neue 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 évacuation», «facteur humain, organisation et culture de 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 comprend non seulement la recherche sur les matériaux, mais aussi et avant tout des analyses de sûreté et de fiabilité. Dans le domaine de la recherche sur les matériaux, l'IFSN soutient des projets liés aux mécanismes de vieillissement tels que fatigue des matériaux, corrosion, fragilisation et propagation de fissures dans différents environnements. 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 par exemple concernés. L'IFSN participe par ailleurs à toute une série de projets internationaux de banques de données, ce qui lui permet d'accéder à d'importantes informations sur l'origine, la fréquence et le déroulement de différents accidents.
- La protection contre le rayonnement vise la protection du personnel, de la population et du voisinage des installations nucléaires contre le rayonnement ionisant. Une technique de mesure précise joue ici un rôle important. L'IFSN encourage donc le développement des techniques dosimétriques et radio-analytiques. 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 l'évacuation des déchets, l'IFSN concentre actuellement sa recherche

sur l'analyse de couches géologiques convenant au stockage final de déchets hautement radioactifs à vie longue. On analyse au Laboratoire souterrain du Mont Terri les caractéristiques géologiques, hydro-géologiques, géochimiques et géomécaniques des argiles à Opalinus. Dans le cadre de ce projet, l'IFSN soutient une expérience de caractérisation des fissures en zone de décompression, qui se forment suite aux déplacements de tension dus à l'excavation de la galerie.

- Le facteur humain, l'organisation et la culture de sûreté ont 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'accidents 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 étrangères

Les événements qui se produisent dans les installations nucléaires constituent un élément important de l'expérience de l'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 suivantes:

- Rejets radioactifs dans la centrale nucléaire espagnole Ascó 1, dans une installation française d'enrichissement de l'uranium sur le site de Tricastin et dans l'Institut belge pour la fabrication de radio-isotopes à Fleurus en Belgique: tous ces événements ont entraîné, sans qu'on le remarque, le rejet de ra-

dioactivité dans l'environnement et en partie sur une assez longue période. Les rejets radioactifs décrits sont restés sans conséquences pour la Suisse. L'IFSN a toutefois vérifié si des rejets comparables auraient été identifiés à l'aide des dispositifs de mesure internes et du réseau de mesures indépendant MADUK, ce qui a été confirmé. Les instruments de mesures disponibles veillent à ce que la probabilité d'un rejet non remarqué soit réduite à un minimum.

- Dommages sur les systèmes des barres de commande dans les réacteurs à eau bouillante suédois Forsmark-3 et Oskarshamn-3: concernant les dommages sur les systèmes des barres de commande dans des réacteurs à eau bouillante, l'IFSN a demandé aux exploitants d'étudier l'applicabilité de ces événements aux installations nucléaires suisses. Du fait de types de construction différents et de conditions d'exploitation autres, il ne peut y avoir de contrainte thermomécanique comparable à celle des installations suédoises. L'IFSN a néanmoins demandé qu'on affine encore les spécifications d'essai pour le système d'entraînement des barres de commande dans une installation suisse.
- Corrosion fissurante des cordons de soudure mixte de la cuve du réacteur à eau sous pression de Wolf Creek aux Etats-Unis: Concernant la corrosion fissurante des cordons de soudure mixte de cuves de réacteur, l'IFSN a augmenté les exigences d'essai pour les installations nucléaires suisses. En parallèle, un projet de recherche est en cours dans lequel on analyse scientifiquement la problématique des fissures pour les cordons de soudure mixte. Les autres mesures de surveillance de l'IFSN dépendront des résultats d'essai dans les installations ainsi que des résultats de recherche.

Coopération internationale

En coopérant avec des organisations internationales et des autorités de surveillance étrangères, l'IFSN s'assure qu'en matière de sûreté nucléaire, la Suisse atteint le niveau international de la technique et l'applique à la surveillance. L'IFSN veille à une bonne coopération avec notamment l'AIEA, la WENRA, l'AEN de l'OCDE, ainsi

que dans le cadre d'accords bilatéraux avec la France, l'Allemagne, l'Autriche et les Etats-Unis. L'IFSN soumet les impératifs de sûreté nucléaire élevés en vigueur en Suisse aux efforts d'harmonisation internationaux.

L'année 2008 a été marquée tout particulièrement par la conférence de révision qui s'est tenue en avril à propos de la convention internationale sur la sûreté nucléaire (Convention on Nuclear Safety CNS). Les pays participant à la révision ont apprécié la mise en pratique complète et équilibrée des principes de la sûreté nucléaire ainsi que l'évaluation intégrée de la sûreté en Suisse. On a relevé positivement aussi les analyses de risque de l'autorité de surveillance et des exploitants d'installations nucléaires, l'intégration de responsables de la sûreté dans deux centrales nucléaires, l'observation des facteurs humains et l'étroite coopération avec les pays voisins en matière de planification des mesures d'urgence.

Modifications et évolution des bases de la surveillance nucléaire

Le 1^{er} janvier 2009 a marqué le début des activités de l'IFSN en tant qu'organisation succédant à la Division principale de la sécurité nucléaire DSN. L'IFSN a repris les tâches et le personnel de la DSN. C'est une institution de droit public directement soumise au Conseil fédéral. Contrairement à la DSN, l'IFSN ne fait plus partie de l'Office fédéral de l'énergie. On satisfait 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 ordonnances et des directives commencée s'est poursuivie en 2008 aussi. Les ordonnances et les directives existantes ont été adaptées aux exigences de la nouvelle législation sur l'énergie nucléaire et, dans le même temps, harmonisées aux normes internationales. Deux nouvelles ordonnances basées sur la loi sur l'énergie nucléaire sont entrées en vigueur en 2008, quatre autres lors de l'entrée en fonction de l'IFSN le 1^{er} janvier 2009. Par ailleurs, dix nouvelles directives ont été adoptées.

Summary

Research into regulatory safety

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

- In the area of reactor safety, the research – in addition to research into materials – is concentrated primarily on safety and reliability analyses. In the field of materials research, ENSI supports projects looking at 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 is looking at themes such as the interaction between core meltdown and water and concrete as well as the development of methods and computer codes. In addition, ENSI is a partner in a variety of international database projects which give it access to valuable data on the causes, frequency and characteristics of different incidents.
- The aim of radiological protection is to protect personnel, local people and the environment in the vicinity of nuclear facilities from ionising radiation. In this area, accurate metrology is crucial and so ENSI supports research to improve dosimetry and radio analysis. Another area of importance is research designed to refine the methods used to monitor the release of radioactive materials into the environment.
- In the area of transport and waste management, ENSI is currently focussing its efforts on research into the geological strata that might be suitable for the final storage of highly radioactive, long-lived 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 sup-

porting an experiment designed to characterise fracture generation in the excavation damage zone of a gallery triggered by stress changes in the surrounding rock.

- Human and organisational factors and safety culture play a major role in nuclear safety and these aspects now account for an increasing part of the work of the regulatory body. The projects supported by ENSI include research into the influence of human behaviour in response to an incident and the demands on personnel working in the control rooms of nuclear power stations.

Instructive events in nuclear facilities abroad

Incidents in nuclear facilities are an important element of operating experience. They provide concrete data on weaknesses 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. This Research and Experience Report provides information on a selection of particularly instructive incidents in nuclear facilities abroad. The incidents were analysed in order to identify any relevance to Swiss nuclear facilities. ENSI came to the following conclusions:

- Activity releases from the Spanish nuclear power plant Ascó 1, a French uranium enrichment plant at Tricastin and IRE, the Belgian Institute for Radioactive Elements at Fleurus that produces radioisotopes: In each of these incidents, the release of radioactivity into the environment had in part been ongoing for some considerable time without being detected. Although none of these incidents were of relevance to Switzerland, ENSI investigated whether comparable releases would have been detected by the monitoring equipment operated in Switzerland by facilities and the independent MADUK monitoring network operated by ENSI. The results showed that they would have been. Existing monitoring equipment in Switzerland is such that the likelihood of any release being undetected has been reduced to a minimum.
- Damage to control rod systems in the boiling water reactors (BWRs) at Forsmark-3 and Oskarshamn-3 in

Sweden: ENSI asked operators to investigate whether this damage to control rod systems in BWRs had any relevance to Swiss nuclear facilities. Operators reported that differences in design and operating conditions in Switzerland meant that a comparable thermo-mechanical loading similar to that occurring in Sweden could not have happened in Switzerland. Nevertheless, ENSI asked a Swiss Nuclear Power Plant to detail the regulations governing the testing of control rod drive systems.

- Stress corrosion cracking of mixed welds in a reactor pressure vessel in the US pressurised water reactor (PWR) at Wolf Creek: ENSI subsequently strengthened the test requirements for Swiss nuclear facilities with regard to the stress corrosion cracking of mixed welds in reactor pressure vessels. In tandem with this, a scientific research project is looking at the problem of the cracking of mixed welds. The introduction of further regulatory action by ENSI will depend upon the results of the tests in nuclear facilities and the results of the research.

International cooperation

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

In terms of the year under review, particular reference should be made to the Review Meeting in April on

the international Convention on Nuclear Safety (CNS). Countries participating in the review process recognised that the principles of nuclear safety in Switzerland were being implemented in a comprehensive and balanced manner and also appreciated its integrated safety assessments.

Positive comments were also made on the risk analyses conducted by the regulatory body and operators of nuclear facilities, the introduction of safety officers in two nuclear power plants, the emphasis on human factors and the close cooperation with neighbouring countries on emergency planning.

Current changes and improvements to the nuclear surveillance framework

On 1st January 2009, ENSI assumed its role as successor to HSK. It has taken on both the remit and staff of HSK in full. ENSI is a body constituted under public law and reports direct to the Federal Council. ENSI, unlike HSK, is not part of the Swiss Federal Office of Energy and so Switzerland now complies with one of the main requirements of both the IAEA and the Swiss Nuclear Energy Act that the nuclear regulatory body should be independent.

The work already started on the revision of ordinance and guidelines was continued during 2008. This will ensure that existing ordinances and guidelines are revised in line with the new legislation on nuclear energy and at the same time are harmonised with international standards. Two new ordinances based on the Nuclear Energy Act came into effect during 2008 and with the establishment of ENSI on 1st January 2009, a further four. In addition, 10 new guidelines were approved.

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 Lösungen 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. Ergänzend beteiligt es sich zudem 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 Zielerreichung und Praxisrelevanz.

1.1 Reaktorsicherheit

1.1.1 KORA – Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 75**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

KORA (**KOR**rosionsrisswachstum in **AUS**tenitischen Strukturwerkstoffen) ist ein Forschungsprojekt des Paul Scherrer Institutes (PSI) mit einer Laufzeit vom Januar 2006 bis zum Dezember 2008. KORA beschäftigt sich mit den Schädigungsmechanismen der Spannungsrissskorrosion (SpRK) und der Korrosionsermüdung. Spannungsrissskorrosion kann dann stattfinden, wenn mechanische Belastungen (z.B. Spannungen), eine chemische Umgebung (z.B. heisses Wasser mit Chloriden) und ein bestimmter Werkstoff (z. B. Nickelbasis-Legierungen) aufeinander treffen. In ungünstigen Fällen kön-

nen 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, ähnliche Form des umgebungsbedingten Risswachstums, in der die mechanische Belastung zyklisch aufgebracht wird.

Es ist für die Sicherheit der Kernkraftwerke und damit auch für das ENSI von grosser Bedeutung zu wissen, welche dieser Belastungs- und Werkstoffkombinationen zu Risswachstum führen könnten. Das KORA-Projekt des PSI liefert dazu wertvolle Beiträge. Es ist in drei Themenbereiche aufgeteilt: Das Teilprojekt I beschäftigt sich mit der Korrosionsermüdung von austenitisch rostfreien Stählen, das Teilprojekt II mit dem elektrochemischen Rauschen, einer neuen Methode zur Früherkennung von Spannungsrissskorrosion, und das Teilprojekt III mit der Spannungsrissskorrosion in Mischschweissnähten (zwischen Nickelbasis-Werkstoffen und niedrig legierten Stählen).

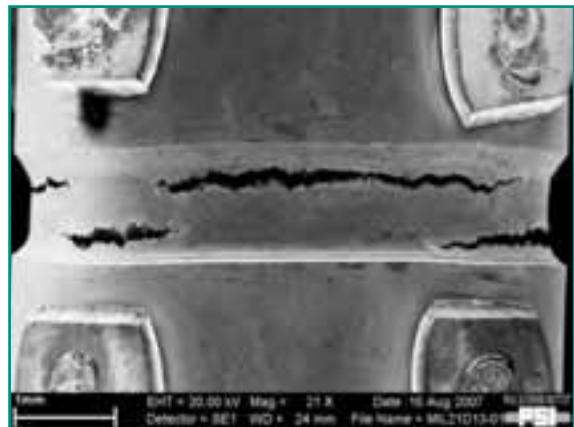


Fig. 1: Projekt KORA, Elektronenmikroskopische Aufnahme der in Versuchsproben gebildeten Risse. (Quelle: PSI)

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der Berichtsperiode 2008 wurden folgende Arbeiten geleistet:

Teilprojekt 1: Laborexperimente zur Charakterisierung der Schwingungsrissskorrosion in austenitischen rostfreien Stählen

Diese Versuche wurden unter den Bedingungen von Druckwasserreaktoren (DWR) und Siedewasserreak-

toren (SWR) durchgeführt, wobei gleichzeitig reduzierende Bedingungen herrschten. Es wurde festgestellt, dass das bestehende Regelwerk den Einfluss des Kühlmediums im Primärkreislauf auf die Initiierung von Ermüdungsrissen und die Geschwindigkeit der Rissausbreitung nicht ausreichend erfasst. Dies gilt insbesondere für geringe Belastungsfrequenzen, hohe Dehnamplituden und niedrige Dehnraten. Die experimentellen Daten aus dem KORA-Projekt bestätigen aber neue Ansätze, insbesondere diejenigen der US-Aufsichtsbehörden (NUREG/CR6909 & NRC Regulatory Guide 1.207).

Teilprojekt 2: Evaluierung des Potentials von elektrochemischen Rauschmessungen zur Früherkennung der Rissbildung und als Methode zur Korrosionsüberwachung

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

Teilprojekt 3: Langzeitversuche zur Spannungsrissskorrosion an Mischnähten

Diese Versuche wurden an Mischnähten aus so genanntem Alloy 182 durchgeführt, die Versuchsbedingungen entsprachen Siedewasserreaktor-Bedingungen unter Normalwasserchemie-Fahrweise und Zugabe von Chloriden.

Ein Schwerpunkt der Experimente betraf die Fragestellung, ob interdendritische Risse in der Legierung Alloy 182 unter bestimmten Bedingungen auch im ferritischen Stahl des Reaktordruckbehälters weiterwachsen können. Es wurde festgestellt, dass bei erhöhten Chloridgehalten im Primärwasser der Übergang zwischen austenitischem und ferritischem Schweißgut die sonst beobachtete Barrierenwirkung für das Risswachstum verlieren kann.

Die vereinbarten Ziele für die drei Teilprojekte wurden erreicht.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das PSI führt seit 1996 mit Unterstützung des ENSI Forschungsarbeiten zur Thematik der Spannungsrissskorrosion durch. Die dabei gewonnenen Erkenntnisse sind in einer Vielzahl von Publikationen veröffentlicht und

in internationalen Auslegungskriterien sowie aktuellen Regelwerken berücksichtigt worden. Das ENSI weist der systematischen Alterungsüberwachung der Schweizer Kernkraftwerke eine grosse Bedeutung zu. Neue Erkenntnisse zu Alterungsmechanismen sind bei sicherheitstechnischen Beurteilungen zu berücksichtigen.

Von grosser Bedeutung sind dabei insbesondere die Untersuchungen am PSI zur Spannungsrissskorrosion in den Mischschweißnähten (zwischen Nickelbasis-Werkstoffen und niedrig legierten Stählen). In diesen Mischnähten wurden in ausländischen Kernkraftwerken in den letzten Jahren Risse gefunden, die zu umfangreichen Abklärungsarbeiten geführt haben. Die Analysen zeigen, dass möglichst genaue Kenntnisse zu Rissinitiierung und Risswachstum in Mischnähten sehr wichtig sind für die Sicherheitsbewertungen, aber auch für die Festlegung von konservativen Inspektionsintervallen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Forschungsarbeiten zur Spannungsrissskorrosion sollen fortgesetzt werden. Neue Erkenntnisse sowie die Anforderungen des ENSI wurden bei der Planung des Folgeprojektes KORA-II berücksichtigt. Für dieses wurden die folgenden Teilprojekte definiert:

- Teilprojekt 1: Die Untersuchungen des Umgebungseinflusses auf Ermüdungsrissbildung und Kurzrissswachstum in austenitischem Stahl unter typischen Druck- und Siedewasser-Betriebsbedingungen sollen weitergeführt werden. Es sind systematische Analysen zum Einfluss von ausgewählten Systemparametern (z.B. Dehnamplituden) auf die Ermüdungsrissbildung geplant. Dazu werden thermomechanische Ermüdungsversuche durchgeführt.
- Teilprojekt 2: Spannungsrissskorrosion in Mischnähten: Strukturmechanische Analysen haben gezeigt, dass an Mischnähten im RDB-Bereich sehr hohe Eigenspannungen auftreten können. Die geplanten Experimente werden solche Beanspruchungssituationen berücksichtigen. Weiterhin ist die Herstellung von Referenzkörpern für zerstörungsfreie Untersuchungen mit realitätsnahen interdendritischen Rissen in Inconel-182 Mischnähten vorgesehen. Die zerstörungsfreie Prüfung (ZfP) an Mischnähten ist auf Grund der typischen Rissgeometrie (verzweigten Risse und hohen Rauigkeit) sehr anspruchsvoll. Die im Labor erzeugten realitätsnahen Risse können für die weitere Optimierung der Prüftechnik an Mischnähten verwendet werden.
- Teilprojekt 3: Spannungsrissskorrosion-Initiierung in austenitisch rostfreiem Stahl und niedrig legiertem

Stahl unter Siedewasserreaktor-Bedingungen: Zur Durchführung der geplanten Versuche soll eine Vielproben-Belastungseinrichtung für SpRK-Rissbildungsuntersuchungen entwickelt werden. Mit dieser soll eine Doktorarbeit zum Thema «Einfluss der Oberflächenbeschaffenheit auf die SpRK-Rissbildung in rostfreien Stählen» vorbereitet werden. Zudem soll sie für weitere Untersuchungen zum Einfluss von Chlorid auf die Rissbildung in niedrig legierten Stählen dienen.

1.1.2 Diagnostik-II – Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement Due to Neutron Irradiation

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 93**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Rostfreie Stähle in Kernkraftwerken werden oft zyklisch wechselnden Lasten ausgesetzt, welche diese Werkstoffe altern lassen. Wechsellasten können sowohl mechanischen Ursprungs (z. B. Schwingungen) wie auch thermischen Ursprungs (z. B. Strömungsvermischung von kaltem und heissem Wasser) oder eine Kombination dieser beiden sein. Die Erfahrung zeigt, dass sich dabei unter Umständen Risse bilden, welche zum Versagen von mechanischen Komponenten führen können. Im Rahmen des Projekts Diagnostik wird versucht, neue Methoden zu entwickeln, mit denen Ermüdungsschäden besonders früh in austenitisch rostfreien Stählen entdeckt werden können.

Reaktordruckbehälterstähle sind zudem hoher Neutronenbestrahlung ausgesetzt. Die Neutronen bringen dabei Störungen im Kristallgitter des Stahls ein, welche mit der Zeit und bei hohen Neutronenflüssen zu einer Versprödung des Reaktordruckbehälters (RDB) führen können. Das Material darf aber einen gewissen Sprödigkeitsgrad nicht überschreiten, damit ausgeschlossen werden kann, dass kritische Sprödbrüche entstehen. Der Versprödungsgrad des Reaktordruckbehälters wird daher heute mit aufwendigen Methoden überwacht. Seit langem besteht jedoch der Wunsch nach einer einfachen, zuverlässigen und zerstörungsfreien Prüfmethode.

Das Projekt Diagnostik-II wurde während der Jahre 2006–2008 als Nachfolgeprojekt von Diagnostik (Zeitraum 2004–2006) durchgeführt und gliedert sich in zwei Teilbereiche. Teilprojekt 1 beschäftigte sich mit Bewertung und Früherkennung von thermomechanischer

Ermüdung, Teilprojekt 2 mit Werkstoffversprödung durch Neutronenbestrahlung.

Unter Früherkennung wird die Detektierung von Schäden verstanden, bevor es zur Ausbildung von makroskopischen technischen Rissen kommt. Technische Risse können im Gegensatz zu Vorschädigung und Mikrorissen mit den bewährten klassischen Methoden der zerstörungsfreien Prüftechnik nachgewiesen werden. Unter Sicherheitsaspekten ist die möglichst frühzeitige Erkennung von Schäden von grossem Interesse und rechtfertigt daher die dafür notwendigen Forschungsarbeiten.

In Vorprojekten wurde qualitativ gezeigt, dass es eine Korrelation zwischen zunehmender Materialermüdung und dem Anstieg des Martensitgehalts von austenitischen Stählen gibt. Der höhere verformungsinduzierte Martensitgehalt bewirkt eine Änderung der elektromagnetischen Eigenschaften. Diese kann jedoch nur unter Laborbedingungen messtechnisch ausgewertet werden. Auf der Suche nach alternativen, praxistauglichen Früherkennungsmethoden wurde im Teilprojekt 1 auch die Mikrorissdichte als Mass für den Schädigungsgrad durch Ermüdung untersucht. Dazu wurden geeignete Messmethoden evaluiert und ertüchtigt, damit auch kleinste Änderungen der elektrischen, magnetischen sowie der thermoelektrischen Eigenschaften erfasst werden können.

Die Werkstoffversprödung durch Neutronenbestrahlung im Kernbereich des RDB wird bislang durch ausgelagerte Bestrahlungsproben (surveillance probes) überwacht. Dabei wird die Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur bisher mit grossem Aufwand zerstörend bestimmt. Es besteht ein grosses Interesse an einer ergänzenden zerstörungsfreien Prüfmethode.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt 1: Bewertung und Früherkennung von thermomechanischer Ermüdung austenitisch nicht rostender Stahlkomponenten auf Basis von Mikrorissbildung und Wachstum zu Kurzrissen

Im Jahre 2008 wurden experimentelle thermomechanische sowie isotherme LCF-Versuche durchgeführt. Die dabei an den Probenoberflächen erzeugten Ermüdungsrissnetzwerke wurden systematisch erfasst und entsprechend der Rissdichte dem Erschöpfungsgrad zugeordnet. Weitergehende mikrostrukturelle Aspekte während der Rissinitiierung und des Risswachstums wurden mit neusten Analysemethoden im Rahmen einer Doktorarbeit untersucht. Die experimentellen Ergebnisse wurden verwendet, um die Parameter einer

theoretischen Modellierung der Ermüdungsschädigung zu optimieren.

Mit den experimentellen Arbeiten wurden Referenzproben aus austenitischen Rohrleitungsmaterialien mit definierter Ermüdungsschädigung erzeugt. Es wurden dabei typische Stähle aus dem Nuklearbereich ausgewählt, die auch in den Schweizer Kernkraftwerken eingesetzt sind. Weiterhin standen für Labormessungen Rohrleitungssegmente zur Verfügung, die aus Schweizer Kernkraftwerken ausgebaut wurden. Projektziel war die zerstörungsfreie Bestimmung der Materialermüdung.

Dabei sollte auch der Martensiteffekt ausgenutzt werden, der eine Änderung der elektromagnetischen Eigenschaften mit zunehmendem Martensitgehalt zur Folge hat. Bereits in Phase 1 des Projektes wurde festgestellt, dass die typischen austenitischen Stähle aus dem Nuklearbereich nur einen sehr geringen Anstieg des Martensitgehaltes bei Ermüdungsschädigung zeigen. Die Messungen an den ausgebauten Rohrleitungssegmenten, deren Oberflächenzustand den realen Einsatzbedingungen entspricht, zeigten zudem eine hohe Störempfindlichkeit der Messtechnik. Damit musste festgestellt werden, dass die Methode des Martensiteffekts zur Ermüdungsgradbestimmung für austenitische Rohrleitungsstähle aus dem Nuklearbereich nur sehr beschränkt einsetzbar ist.

Teilprojekt 2: Bestimmung der RDB-Versprödung infolge von Neutronenbestrahlung mittels Seebeck-Koeffizient und mikromagnetischer Kenngrößen

In einem weiteren Teilprojekt sollte untersucht werden, ob eine zerstörungsfreie Messtechnik entwickelt werden kann, um die Materialversprödung durch Neutronenbestrahlung zu erfassen. Dazu wurden insbesondere der thermoelektrische Seebeck-Koeffizient an Kerbschlag-Proben mit unterschiedlicher Materialversprödung gemessen. Beim Seebeck-Effekt entsteht zwischen zwei Punkten eines elektrischen Leiters, die unterschiedliche Temperaturen aufweisen, eine elektrische Spannung. Der Seebeck-Koeffizient gibt die elektrische Spannung pro Temperaturdifferenz an. Es konnte dabei gezeigt werden, dass es eine monotone Änderung des Seebeck-Koeffizienten mit zunehmender Fluenz gibt. Herausfordernd sind aber die relativ geringe Änderung des Seebeck-Koeffizienten sowie die Streuung der zurzeit eingesetzten Messtechnik.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das ENSI weist der systematischen Alterungsüberwachung der Schweizer Kernkraftwerke eine grosse Be-

deutung zu. Dazu gehört sowohl die Analyse und Beurteilung relevanter Alterungsmechanismen wie auch der Methoden, mit denen betriebsbedingte Schäden möglichst frühzeitig erkannt werden können. Daher verfolgt das ENSI die internationale Entwicklung neuer zerstörungsfreier Prüftechniken, unterstützt aber auch Forschungsarbeiten auf diesem Gebiet. Der Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke stellt auch eine Herausforderung an die zerstörungsfreie Prüftechnik dar. Alle Methoden, mit denen mögliche Schäden frühzeitig, vor Ausbildung technischer Risse, gefunden werden können, sind von grossem Sicherheitsinteresse und rechtfertigen auch langfristige Forschungsarbeiten.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die bisherigen Ergebnisse zeigen, dass eine praktische Anwendung der bisher im Rahmen des Diagnostik-Projektes evaluierten neuen Messtechniken am ehesten bei der zerstörungsfreien Untersuchung der vorhandenen Bestrahlungs-Proben zu erwarten ist. Mit dem Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke und der begrenzten Anzahl an verfügbaren Bestrahlungs-Proben besteht auch weiterhin ein sehr grosses Interesse an einer ergänzenden Messtechnik zur Überwachung und Bewertung der Neutronenversprödung. Daher wurde das Nachfolgeprojekt PISA-I definiert. Im Rahmen dieses Projektes sollen neben der Evaluierung und Optimierung einer Messtechnik auch eine ausführliche Literaturrecherche zum Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der RDB-Integrität durchgeführt werden. Weiterhin sind Arbeiten zu probabilistischen Methoden im Zusammenhang mit der Werkstoffalterung geplant.

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

Auftragnehmer: Forschungszentrum Dresden-Rossendorf

Anhang A, Seite 113

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Die Änderung der Materialeigenschaften des Reaktor-druckbehälters (RDB) infolge der Neutronenbestrahlung spielt eine entscheidende Rolle für das Lebensdauer-Management der gesamten Anlage. In der kernnahen Zone des Reaktors kommt es zu einer Neutronen-

versprödung des Behälter- und Schweissmaterials. Die Neutronenversprödung ist ein bekannter und unvermeidbarer Effekt, dessen Ausmass von verschiedenen Faktoren abhängt (u. a. chemische Zusammensetzung, Bestrahlungstemperatur, Neutronenfluss und Neutronenenergie). Das klassische Vorgehen bei der Bestrahlungsüberwachung von RDB-Werkstoffen besteht darin, die Versprödung der RDB-Werkstoffe anhand von im Reaktor platzierten Materialproben zu beurteilen. Die Proben befinden sich näher am Kern und verspröden deshalb schneller als das interessierende RDB-Material. Die Versprödung wird auf Grund der Erhöhung der Sprödbbruch-Referenztemperatur und der Abnahme der Hochlagenenergie der Kerbschlagarbeit-Temperaturkurven als Funktion der Neutronenfluenz beurteilt. International wird in den letzten Jahren zunehmend auch das auf probabilistischer Grundlage basierende Masterkurvenkonzept angewandt. Mit dem Konzept eröffnen sich insbesondere für RDB-Grundwerkstoffe Möglichkeiten, unter Einhaltung normkonformer sicherheitstechnischer Anforderungen nicht notwendigerweise erforderliche Konservativitäten bei der Bestimmung von Referenztemperaturen für den Sprödbbruchübergang abzubauen. Bei der Übertragung der bruchmechanischen Resultate von den kleinen Materialproben auf den RDB gibt es jedoch noch offene Fragen, die in diesem Forschungsprojekt behandelt werden.

Projektziele des Jahres 2008 und deren Umsetzung

Nachdem im Vorjahr die Probenentnahme und -fertigung erfolgte, bestand das Jahresziel 2008 in der planmässigen Durchführung der Versuche. Dabei wurden verschiedene Verfahren zur Probenpräparation (elektroerosiv eingebrachte Kerben, Schwingrisse), verschiedene Probenformen und -grössen (Biege- und Kompaktzugproben), unterschiedliche Risstiefen sowie unterschiedliche Beanspruchungsgeschwindigkeiten verwendet. Als Probenmaterial standen zwei Segmente aus dem RDB des nicht in Betrieb gesetzten deutschen Reaktors Biblis C zur Verfügung. Am Ende des Jahres waren alle Versuche durchgeführt und die wesentlichen Kenngrössen ausgewertet.

Die Forschungsziele des Projektes wurden bisher weitgehend erreicht. Die Ergebnisse lassen sich allgemein hinsichtlich ihrer Anwendung folgendermassen zusammenfassen:

- Es ergeben sich relevante Unterschiede bei der Ermittlung der Sprödbbruch-Übergangstemperatur T_0 mittels Masterkurven-Konzept bei der Verwendung

von elektro-erosiv gekerbten und angeschwungenen Proben, die nicht vernachlässigbar sind. Deshalb sind als Probenpräparation das Einbringen eines Schwingrisses sowie zusätzlich Seitenkerben vorzuschreiben.

- Im Gültigkeitsbereich der T_0 -Bestimmung ($(T_0-50 \text{ K}) \leq T_0 \leq (T_0+50 \text{ K})$) ist das Masterkurven-Konzept hinsichtlich der Anwendung unterschiedlicher Probenformen und -grössen relativ robust. Auch die Anrisstiefe bei einem Risstiefen-Probenbreiten-Verhältnis (a/W) von 0.3 bis 0.5 hat einen geringen Einfluss auf T_0 . Somit können die in der Schweiz vorhandenen bruchmechanischen Proben aus den Bestrahlungssätzen der Kernkraftwerke ohne weitere Präparation verwendet werden. Es wird dennoch empfohlen, die Anrisstiefe auf einheitlich $a/W=0.5$ nachzuschwingen. Die bestimmten Werte an Kleinproben sind weitgehend auf Bauteile übertragbar.

- Es muss unterschieden werden zwischen der quasistatischen und der dynamischen Bestimmung von Masterkurven, da Unterschiede in der T_0 von mehr als 60 K auftreten können. Nach aktuellem Stand der Spannungsberechnungen an den RDB-Stützen bei Kühlmittelverluststörfällen ist jedoch bekannt, dass hohe Belastungsgeschwindigkeiten, die eine dynamische Bestimmung von T_0 rechtfertigen würden, nicht auftreten. Somit sind zum Sprödbbruch-Sicherheitsnachweis des RDB quasistatisch ermittelte Masterkurven ausreichend.

Bei den 1.6T-Biegeproben ergaben sich für drei Proben (V6, V7, V13) sehr geringe Bruchzähigkeitswerte von 20–30 MPa \sqrt{m} bei den Prüftemperaturen von -60 °C und -70 °C. Die Werte liegen klar unter der 5 %-Bruchwahrscheinlichkeitskurve. Die bisherigen Untersuchungen konnten für dieses Bruchverhalten keine Erklärung finden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die bei der Strahlungsversprödung von niedriglegierten RDB-Stählen beteiligten physikalischen Prozesse sind komplex und vielschichtig. Deshalb muss bei der bruchmechanischen Bewertung der Kenngrössen grosse Aufmerksamkeit auf die Vereinfachungen und Annahmen der Modellierung und der Berechnungsmethoden gelegt werden. Deshalb ist vorgesehen, die grundlegenden Anforderungen für die Sprödbbruch-Sicherheitsnachweise des RDB in einer Richtlinie festzulegen. Die Anforderungen für die bruchmechanischen Nachweise werden in die Richtlinie zur Alterungsüberwachung (ENSI-B01) integriert.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Um eine Erklärung für die sehr niedrigen Bruchzähigkeitswerte für die 1.6T-Biegeproben bei -60 °C und -70 °C zu finden, werden 2009 weitere bruchmechanische und mikrostrukturelle Untersuchungen durchgeführt. Weiterhin erfolgen 2009 umfassende Auswertungen aller Rohdaten, insbesondere der noch nicht ausgewerteten Versuche der Einprobenmethode in der Hochlage.

1.1.4 STARS V – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 121**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Mit dem Projekt STARS-V wurde ab dem Jahr 2006 die seit 1988 laufende, erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen dem ENSI und dem PSI im Bereich der Sicherheitsanalysen fortgesetzt. Die Aufgabe des STARS-Projekts ist die Pflege und Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen. Diese schliessen das Anlageverhalten von der Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) bis hin zu auslegungsüberschreitenden Störfällen (Sicherheitsebene 4 bis zum evtl. Kernschmelzen) ein.

Projektziele des Jahres 2008 und deren Umsetzung

Die Schwerpunkte bei den Projektzielen für das Jahr 2008 wurden wie folgt umgesetzt:

■ Brennstoffverhalten

Wesentliche Verbesserungen der Modellierung von Spaltgasfreisetzungen aus dem Brennstoff konnten erzielt werden. Dies wurde durch die rechnerische Analyse experimentell untersuchter, hochabgebrannter Brennstäbe aus dem Kernkraftwerk Leibstadt bestätigt.

Die verbesserte Modellierung des Brennstoffverhaltens bewirkte auch deutliche Fortschritte bei der Berechnung des Brennstoffschwellens bei hohem Abbrand. Dies zeigte sich bei der Nachrechnung von Leistungsrampenversuchen im Rahmen eines internationalen Forschungsprojekts.

Das verbesserte Modell wurde für die Simulation von Reaktivitätsstörfall-Szenarien angewendet. Dabei zeigte sich, dass durch das Brennstoffschwellen deut-

lich erhöhte mechanische Spannungen auf das Hüllrohr wirken können, die entsprechend grössere Verformungen des Hüllrohrs nach sich ziehen würden.

■ Systemtechnik

Erhebliche Fortschritte gab es bei der Überführung bestehender Anlagenmodelle auf das für aktuelle und zukünftige Analysen vorgesehene thermohydraulische Systemprogramm TRACE. Da dieses Programm bisher hauptsächlich für Druckwasserreaktoren (DWR) Anwendung fand, stand dabei die Modellierung transienter Vorgänge in Siedewasserreaktoren (SWR) im Vordergrund. Die mit TRACE ermittelten Analyseergebnisse für die Kraftwerke Mühleberg (KKM) und Leibstadt (KKL) waren sehr genau. Insbesondere die Nachrechnung des KKL-Vorkommnisses «unbeabsichtigtes Öffnen von acht Sicherheits-Entlastungsventilen» (März 2007) bestätigte dies.

Auch hinsichtlich der Thematik «neue Kernkraftwerke» wurden Arbeiten durchgeführt. So wurden TRACE- und Computational Fluid Dynamics-Modelle (CFD) des European Pressurized Water Reactor (EPR) entwickelt und eine Untersuchung des passiven Sicherheitssystems des SWR1000 begonnen.

Da der Einsatz von CFD-Methoden immer stärker an Bedeutung gewinnt, wurden auf diesem Gebiet die Kompetenzen deutlich weiterentwickelt. Die Kopplung des CFD-Programms CFX mit TRACE wurde anhand von Experimenten am Labor für Thermohydraulik überprüft, und es zeigte sich eine deutliche Verbesserung der Modellierung gegenüber Analysen, die ausschliesslich mit TRACE durchgeführt wurden.

Die Teilnahme am internationalen Forschungsprogramm Best Estimate Methods for Uncertainty and Sensitivity Evaluations (BEMUSE) des Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) wurde fortgesetzt. Dieses Programm befasst sich mit der Berücksichtigung von Unsicherheiten in thermohydraulischen Systemprogrammen. Die TRACE-Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse eines kleinen Kühlmittelverlust-Störfalls lagen deutlich innerhalb des von den anderen Teilnehmern ermittelten Ergebnisspektrums.

■ Reaktorkern

Die Kernfolgerechnungen, d. h. die Simulation und Analyse der Brennstoffzyklen, für die Kraftwerke KKM und Beznau (KKB1/KKB2) wurden aufdatiert. Dies ging einher mit der Entwicklung von Prozeduren, die die periodische Aufdatierung in Zukunft beschleunigen sollen. Entsprechende Prozeduren sollen auch für KKL und Gösgen (KKG) entwickelt werden.

Für die Analyse dynamischer Vorgänge bezüglich des Reaktorkerns soll in Zukunft das Programm S3K Verwendung finden. Berechnungen von DWR-Transienten (Reaktivitätsstörfall, Frischdampfleitungsbruch) haben die Eignung von S3K erwiesen. Die Kopplung von S3K mit TRACE wird derzeit erarbeitet.

In das Programm RETRAN-3D wurde ein Durchmischungsmodell für den Eintritt des Kühlmittels in den Reaktorkern eingefügt. Dadurch konnte der Einfluss des Durchmischungsgrads auf die Reaktorleistung und die radiale und lokale Leistungsverteilung im Laufe eines Frischdampfleitungsbruchs berechnet werden. Diese Analyse kann als Basis für eine zukünftige Bewertung des gekoppelten Systems S3K/TRACE dienen.

Das ENSI liess zusätzlich eine Kritikalitätsanalyse von wiederangereichertem Uran-Brennstoff für das neue KKG-Nasslager durchführen. Die Ergebnisse stimmten sehr gut mit denen des Brennstofflieferanten überein.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das STARS-Projekt ist gemäss ISO 9001:2000 zertifiziert 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.

Weiterhin unterstützt das Projektteam auf Anfrage – mit Genehmigung des ENSI – Schweizerische Kernkraftwerksbetreiber mit Studien und Analysen zu Aspekten des Kraftwerkbetriebs 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 (Brennstabhüllrohr, druckführende Umschliessung) fundiert beurteilen. Dies schliesst die Beurteilung von Alterungsmechanismen durch Neutronenbestrahlung mit ein.

Als Beispiel für den Beitrag zur nuklearen Sicherheit im Berichtszeitraum können die Kritikalitätsanalysen für das KKG-Nasslager zitiert werden. Diese waren die Grundlage zur ENSI-Freigabe für die Erhöhung des Spaltstoffgehaltes der Brennelemente auf 4,95 Gewichtsprozent für Frischuran und auf einen äquivalenten Wert für wiederaufgearbeitetes Uran.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Es ist vorgesehen, dass die oben beschriebenen Arbeiten weitergeführt werden. Besonderes Augenmerk sollte dabei auf der Fortsetzung der Validierung des neuen Brennstoffmodells und des thermohydraulischen Systemprogramms TRACE liegen sowie auf der permanenten Aktualisierung der Kernfolgerechnungen für alle Schweizerischen Kernkraftwerke.

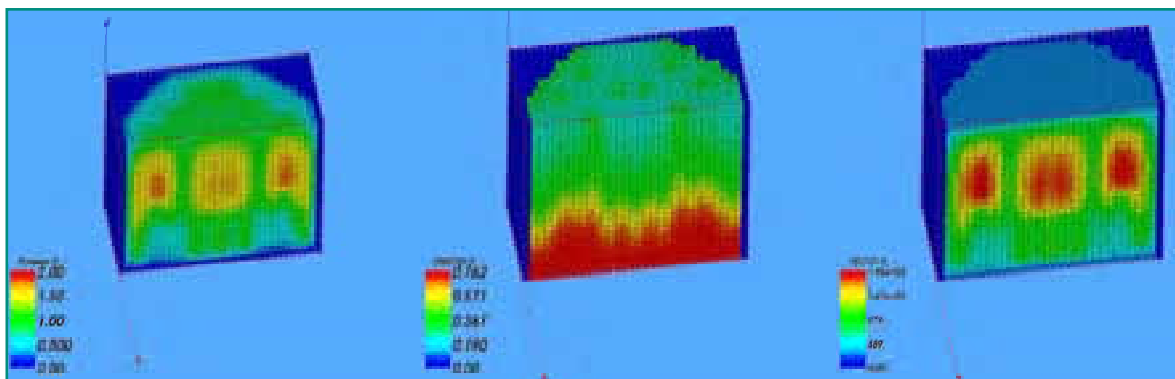


Fig. 2: Projekt STARS, 3D-Simulationen von thermohydraulischen Parametern im Kern eines Siedewasserreaktors: von links nach rechts Darstellungen der Leistung, der Moderatordichte und der Temperatur unter Gleichgewichts-Bedingungen. (Quelle: PSI)

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

Auftragnehmer: Royal Institute of Technology (KTH)

Anhang A, Seite 143

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Programm MSWI wird von der schwedischen Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt. Neben dem ENSI fördern als weitere Partner die schwedische Sicherheitsbehörde, 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 Jahres 2008 und deren Umsetzung

Seit 2006 liegt der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten bei der Untersuchung von Phänomenen, welche bei einem schweren Unfall, also einem Unfall mit Kernschmelze, in einem Siedewasserreaktor (SWR) zu erwarten sind. Die MSWI-Projektarbeiten im Jahre 2008 behandelten sowohl so genannte «in-vessel»- wie auch «ex-vessel»-Phänomene, d. h. Vorgänge vor bzw. nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB). Das übergeordnete Projektziel besteht darin, das Verständnis der bei einem Schwerunfall ablaufenden Prozesse zu verbessern. Die wichtigsten Arbeiten in 2008 waren:

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

Die bei den Experimenten und numerischen Analysen gewählten Randbedingungen entsprachen dabei denjenigen, wie sie typischerweise bei einem schweren Unfall in einem SWR mit gegebenenfalls geflutetem Sicherheitsbehälter (Containment) zu erwarten sind.

Insgesamt wurden bei den MSWI-Forschungsarbeiten bislang gute Fortschritte erzielt und die Projektziele wurden weitgehend erreicht. Nachfolgend werden die wichtigsten Projektarbeiten und Resultate aus dem Jahr 2008 kurz zusammengefasst:

Numerische Simulation der Kernschmelze in der unteren Kalotte eines SWR-RDB

Die untere RDB-Kalotte ist auf Grund zahlreicher Durchdringungen geometrisch komplex. Mittels numerischer Simulation («Computational Fluid Dynamics», CFD) wurde die Ausbildung eines oxidischen Schmelzesees in der RDB-Kalotte eines ABB-SWR dreidimensional berechnet. Die mit einem sehr aufwendigen Modell (d.h. extrem feines Berechnungsgitter, verbesserte Turbulenzmodellierung, detaillierte Stoffwerte) erzielten Resultate weisen darauf hin, dass der (lokale) Wärmestrom von der Schmelze in die RDB-Wand grösser ist, als bis anhin mit einfacheren Verfahren berechnet. Bei nicht vorhandener RDB-Aussenkühlung kann nicht ausgeschlossen werden, dass es im Bereich der peripheren Steuerstab-Durchführungen zu einem Kriechversagen des RDB-Stahls kommt.

Bildung einer Schmelzpartikelschüttung (DEFOR-Programm)

Bei den DEFOR-Experimenten wird die Ausbildung der Schmelzpartikelschüttung untersucht, wenn ein Schmelzestrahle in ein Wasserbecken eintritt, dessen Temperatur deutlich unter dem Siedepunkt liegt. Die Versuche werden unter reaktorähnlichen Bedingungen durchgeführt und haben eine besondere Relevanz im Zusammenhang mit Unfallbeherrschungstrategien (Severe Accident Management Guidance, SAMG)-Strategien für SWR, weil diese als zentrale mildernde Massnahme ein Fluten des Containments vorsehen. Ziel der Experimente ist es, ein verbessertes Verständnis der Thermohydraulik in der Schüttung (Zweiphasenströmung) zu erhalten, um letztendlich bessere Vorhersagen zur Kühlung der aus dem RDB ausgetretenen Kernschmelze zu erhalten. Die bei der Schmelze-Wasser-Wechselwirkung ablaufenden Prozesse sind hochkomplex: Aufbrechen des Strahls, chemische Reaktionen, Fragmentierung und Erstarrung, Sedimentation, Ausbildung einer losen Schüttung, Schichtung der Schüttung, Partikelagglomeration, Siedevorgänge und Kondensation sowie Austrocknung der Schüttung sind die wesentlichen Phänomene. Bislang wurden folgende Einflussgrössen untersucht: der Kühlungsgrad (Siedeabstand des Wassers), die Tiefe des Wasserbeckens sowie der Überhitzungsgrad und die Zusammensetzung der Schmelze.

Im Jahr 2008 standen experimentelle Arbeiten zur Partikelform und die numerische Simulation des Partikelbetts im Vordergrund.

Die bislang im DEFOR-Programm erzielten Resultate lassen sich wie folgt zusammenfassen:

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

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt MWSI liefert wichtige 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 (auf Basis der Stufe-2-PSA) möglich, die beim Entscheid über technische Nachrüstungen und auch bei der Optimierung von SAMG und der Notfallplanung eine wesentliche Rolle spielen. So liefern die Forschungsergebnisse 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, insbesondere für Siedewasserreaktoren, welche – wie beispielsweise die Schweizer SWR – als zentrale Massnahme bei einem Kernschmelzunfall das Containment fluten. Generell nicht zu unterschätzen ist die Tatsache, dass dem ENSI durch die Mitwirkung am MSWI-Projekt der Zugang zum aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet der LWR-Schwerunfallforschung (auch über die Projektthemen hinaus) möglich ist.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im MSWI-Projekt wurden in der Vergangenheit hervorragende und international beachtete Resultate er-

arbeitet. Die Forschungsarbeiten sind konsequent auf unmittelbare Anwendbarkeit in der (regulatorischen) Praxis ausgerichtet. Im Jahr 2009 werden die beschriebenen Arbeiten fortgesetzt und um weitere Experimente und analytische Arbeiten ergänzt. Für das ENSI sind die Forschungsergebnisse z.B. im Zusammenhang mit der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) und SAMG von besonderem Interesse. Die Arbeiten an der KTH sind bislang insgesamt sehr zufriedenstellend verlaufen.

1.1.6 MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 159**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation von schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren, gehört also in den Bereich der deterministischen Sicherheitsanalysen. Es bildet Unfälle vom einleitenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung ab. MELCOR wird sowohl vom ENSI als auch von den Betreibern schweizerischer Kernkraftwerke benutzt. Das im Auftrag der amerikanischen Aufsichtsbehörde USNRC von Sandia National Laboratories entwickelte Programm wird ständig den Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst. Das ENSI beteiligt sich an seiner Weiterentwicklung.

Als besonders bedeutsam für die Beschreibung von schweren Unfällen gilt die Oxidation der Brennstoff-Hüllrohre in sauerstoffhaltiger Umgebung. Solche Verhältnisse können während eines Unfalls mit schwerer Kernbeschädigung auftreten, daneben auch während der Wartungsphase bei geöffnetem Druckbehälterdeckel, bei den abgebrannten Brennelementen im Speicherbecken oder im Transportbehälter. Die an der Hüllrohr-Oberfläche ablaufenden physikalischen Prozesse können bisher nicht im Detail beschrieben und modelliert werden. Die Hüllrohre bestehen aus Zircaloy, einer Legierung aus mehr als 90 % Zirkonium sowie geringen Mengen an Zinn, Eisen, Nickel und Chrom. Im Rahmen der Weiterentwicklung sollen aber auch neue Legierungen getestet werden. Die im Projekt erzielten Fortschritte sollen als neue Programm-Module in zukünftige MELCOR-Versionen integriert werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nach der Identifikation der physikalischen Mechanismen und der Modell-Formulierung war das Hauptziel des dritten Projektjahres die Programmierung des Oxidationsvorgangs. Als Grundlage wurden experimentelle Daten herangezogen, die am Forschungszentrum Karlsruhe gewonnen wurden. Die Kinetik, also der Geschwindigkeitsverlauf der Oxidationsreaktion, wurde für Zircaloy und für drei weitere Legierungen bei Temperaturen zwischen etwa 600 und 1100 °C untersucht. Dabei wurden gleichzeitig die Anteile von Sauerstoff, Stickstoff und Wasserdampf variiert. Es zeigte sich einerseits, dass die genauen Eigenschaften der Oxidschicht (Kristallstruktur) und deren periodisches Abbrechen bei Überschreiten einer bestimmten Mächtigkeit die Oxidationsgeschwindigkeit bestimmen. Andererseits kam es bei geringen Sauerstoff- und hohen Stickstoffgehalten der Gasphase zur Bildung von Zirkonnitrid, das ebenfalls von der Oberfläche abbrechen kann. Einen Einfluss auf die Oxidation hat ausserdem, ob das Hüllrohrmaterial unter normalen Reaktorbedingungen vorbehandelt wurde oder nicht. Typischerweise erfolgt die Oxidation unter sauerstoffreichen Bedingungen anfänglich sehr schnell (parabolische Kurve) und geht mit dem Anwachsen der schützenden Oxidschicht nach einigen Minuten in einen linearen Verlauf über.

Eine zunächst parabolische und dann lineare Kinetik wurde im Oxidationsmodell nachgebildet. Anschliessend wurde das Modell mit den experimentellen Daten verglichen. Dabei zeigte sich, dass das Modell bei niedrigen Temperaturen bis 800 °C bereits gut mit den gemessenen Werten übereinstimmt, während mit zunehmender Temperatur die Abweichungen etwas grösser werden. Daher kann das Modell in der momentanen Form noch nicht in MELCOR eingebaut werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Eindringen von Luft in den Reaktorkern kann zu einer beschleunigten Kernzerstörung und einer erhöhten Freisetzung von Spaltprodukten führen, speziell von stark radiotoxischem Ruthenium. Die Bestimmung der für den Verlauf von schweren Unfällen entscheidenden Hüllrohr-Oxidation ist mit der heute üblichen Version von MELCOR nicht für alle Fälle im Detail möglich. Ziel des Projektes ist die Entwicklung eines zusätzlichen Programm-Moduls für MELCOR, welches die Oxidation von Zircaloy in einer sauerstoffhaltigen Umgebung bei einem schweren Unfall realistisch voraussagt.

Die ständige Weiterentwicklung des MELCOR-Programms und dessen Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Unfallforschung verbessert die Risikoabschätzung schwerer Unfälle, wie sie im Rahmen von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) gemacht werden. In der Richtlinie ENSI-A05 (PSA: Umfang und Qualität) wird MELCOR als einer der Rechencodes genannt, welche dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Er darf daher von den Betreibern der Kernkraftwerke zur Modellierung von Unfallverläufen und Quelltermen (Menge der freigesetzten Radioaktivität) verwendet werden.

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 Überprüfungsphase, deren Abschluss ursprünglich für Ende 2008 geplant war. Der nächste Schritt ist die Validierung des Modells mit Daten aus weiteren Experimenten, die in Cadarache (Frankreich) und Luch (Russland) durchgeführt wurden. Anschliessend soll der Einbau in das Programm MELCOR erfolgen.

Die Erweiterung des Modells für neu entwickelte Hüllrohr-Materialien wie Zirlo™ und M5® könnte in einem Anschlussprojekt einfließen. Auch die Erweiterung des Modells auf die Bedingungen eines Unfalls im Speicherbecken mit tieferen Temperaturen und niedrigeren Flussraten kann später vorgenommen werden. Diese Erweiterungen würden das Programm MELCOR als eine Grundlage für die PSA weiter verbessern. Das ENSI plant mit dem PSI eine Weiterführung der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für das Programm MELCOR.

1.1.7 OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Unter dem Projekttitel OECD MCCI (Melt Coolability and Concrete Interaction) werden am Argonne National Laboratory (ANL) in Chicago (USA) Versuche zur Kühlbarkeit von Kernschmelze (Corium) und der Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Beton durchgeführt. Bereits abgeschlossen wurde ein Projekt (MCCI 1)

zu Kühlungsmechanismen im Hinblick auf die Entwicklung von Modellierungsprogramms für schwere Unfälle und die Bewertung und Verbesserung von Programmen 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 Programmbeurteilung
 2. Untersuchung der verbesserten Kühlbarkeit neuer Designkonzepte unter Kernschmelzbedingungen
 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 [1-16].

Projektziele des Jahres 2008 und deren Umsetzung

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

Test Nr. 5 der Reihe *Core-Concrete Interaction* (CCI-5, September 2008) lieferte wichtige Daten zum Unfallablauf bei fehlender Kühlung, insbesondere zum Temperaturverlauf und zur Betonabtragung während der Schmelze-Beton-Wechselwirkungen. Die von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) vor dem Test mit dem Rechenprogramm MEDICIS durchgeführten Berechnungen ergaben gute Vorhersagen der Temperatur während annähernd stationärer Verhältnisse. Vom Technischen Forschungszentrum in Finnland (VTT) mit dem Programm MELCOR durchgeführte Rechnungen ergaben für die Seitenwand eine Überschätzung und für das Fundament eine Unterschätzung der Betonabtragung.

Details eines im grossen Massstab durchzuführenden Tests zweier Kühloptionen wurden ausgearbeitet. Zu Beginn der Betonabtragung soll die Schmelze durch Flutung des Reaktorgebäudes von oben her gekühlt werden. Falls dies keine Abkühlung bewirkt, dann

soll eine Flutung des Reaktorgebäudes von unten her erfolgen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Auf der Grundlage der Resultate dieses Projektes können die Unsicherheiten von Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 2 reduziert werden. Die Resultate sind weiterhin von Bedeutung für die Verifizierung bzw. Optimierung bestehender «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.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im kommenden Jahr soll der oben erwähnte Test zweier Kühloptionen durchgeführt werden. Weiterhin sind zusätzliche SSWICS-Tests und ein CCI-Test zur Untersuchung des Kühlungseffekts wassergekühlter Oberflächen (Water-Cooled Basemat) geplant.

1.1.8 OECD NEA Piping Failure Data Exchange Project (OPDE)

Auftragnehmer: OECD NEA

Einleitung

Die OPDE-Datenbank ist ein internationales Projekt der OECD, welches dazu dient, eine umfangreiche Datensammlung von Schäden an Rohrleitungen in Kernkraftwerken zu erstellen und zu pflegen. Von 2002 bis 2008 nahmen 12 Länder an dem Projekt teil. Von Mitte 2005 bis Mitte 2008 lief die zweite 3-Jahres-Phase des OPDE-Projektes, die der aktiven Datensammlung von Schadensfällen sowie ersten Anwendungen diente. Als praktisches Bewirtschaftungsinstrument steht ein passwortgeschützter Internet-Zugang zur Eingabe neuer Datensätze zur Verfügung, der ausser von den nationalen Koordinatoren der 12 beteiligten Nationen auch von den Betreibern der Kernanlagen genutzt werden kann. In der Datenbank sind rund 4000 Rohrleitungsschäden dokumentiert.

Inhalt der OPDE-Datenbank sind Informationen zu Befunden an sicherheitstechnisch klassierten und risiko-

relevanten Rohrleitungen in Kernkraftwerken, die zu Wandstärkeschwächungen, Rissen, Leckagen oder Brüchen geführt haben. Die Datenbank liegt als Microsoft® Office Access-Datei vor und wird zweimal jährlich in aktualisierter Form an die Mitglieder und mitwirkende KKW-Betreiber abgegeben. Sie bietet den Beteiligten Nutzungsmöglichkeiten für verschiedene Aufgabenstellungen. Im Vordergrund steht der internationale Erfahrungsaustausch über Ursachen und Auswirkungen von Rohrleitungsschäden.

Projektziele des Jahres 2008 und deren Umsetzung

Am 1. Juni 2008 wurde die dritte Phase des Projektes begonnen, die vom 1. Juni 2008 bis 31. Mai 2011 dauert und bei der nach derzeitigem Stand 11 Länder mitwirken werden. Für die Schweiz nehmen das ENSI sowie KKW-Betreiber teil. Neben der Weiterführung der Datenbank und der formellen Einleitung der dritten Projektphase war die Durchführung eines Workshops zur RISMET-Studie über die verschiedenen Vorgehensweisen zur Erstellung von Wiederholungsprüfprogrammen ein wichtiges Projektziel für das Jahr 2008. Das Treffen wurde von 63 angemeldeten Teilnehmern aus den wichtigsten OECD-Ländern mit Kernkraftwerken besucht. Risikoinformierte Wiederholungsprüfprogramme für Rohrleitungssysteme werden bereits in mehreren Ländern angewendet, wobei sowohl aufwendige Methoden mit probabilistischer Bruchmechanik als auch vereinfachte Methoden mit Risikokategorien zum Einsatz kommen. Grundsätzlich zeigen viele der Studien, dass die Bruchwahrscheinlichkeiten um Größenordnungen geringer sind als die Leckagewahrscheinlichkeiten. Die rechnerischen Ergebnisse überschätzen die tatsächlich gefundenen Bruchhäufigkeiten oft stark.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die OPDE-Datenbank wird beim ENSI und bei den mitwirkenden KKW-Betreibern für qualitative Erfahrungsauswertungen auf den Gebieten Wiederholungsprüfprogramme, Bewertung von Schadensmechanismen und Beurteilung präventiver Massnahmen gegen Rohrleitungsschäden eingesetzt. Sie stellt auch eine wichtige Grundlage für die Einführung risikoinformierter Wiederholungsprüfprogramme dar. Sie liefert Informationen zu den Versagensmechanismen der Rohrleitungssysteme, aus denen sich Aussagen zur Lebensdauer sowie gezielte Vorgehensweisen zur Früherkennung der Schäden ableiten lassen.

Das ENSI hat mit der Beteiligung an diesem Projekt Zugang zu Erfahrungen mit Rohrleitungsschäden in Kernkraftwerken der Länder Schweden, Finnland, Deutschland, Belgien, Frankreich, Spanien, Tschechien, USA, Kanada, Japan und Südkorea. In vielen dieser Länder sind Anlagen in Betrieb, die mit den Schweizer Anlagen vergleichbar sind. Der internationale Erfahrungsaustausch beschleunigt insbesondere den Erkenntnisgewinn über alterungsbedingte Schädigungsmechanismen. Denn aus der grösseren Zahl von Daten lässt sich besser ableiten, welche Einflussfaktoren bei solchen Schädigungsmechanismen eine Rolle spielen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für die zukünftige Projektperiode ab 2009 ist vorgesehen, die Datensammlung und Aufdatierung der Daten weiterzuführen sowie die Anwendung der Datenbank weiter zu etablieren. Es ist insbesondere vorgesehen, die Schweizer KKW stärker in die Bewirtschaftung und Nutzung der OPDE-Datenbank einzubinden, damit ein unmittelbar positiver Nutzen für den Bereich Alterungsüberwachung und präventive Instandhaltung bei den Rohrleitungssystemen der KKW entsteht.

Das OPDE-Projekt weist enge Verbindungen zum SCAP-Projekt (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project) auf, in dem unter anderem das Thema Spannungsrisskorrosion behandelt wird. Das ENSI erwägt deshalb auch die Beteiligung am SCAP-Projekt der OECD.

1.1.9 OECD ICDE – International Common-Cause Failure Data Exchange

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das International Common-Cause Failure Data Exchange (ICDE) Projekt wird seit 1998 unter der Aufsicht 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 sicherheitsrelevanten Komponenten gleichzeitig oder innerhalb einer kurzen Zeitspanne auf Grund 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 Jahres 2008 und deren Umsetzung

Für das Jahr 2008 wurden folgende Ziele gesetzt: Erfassung neuer CCF-Ereignisse, Erstellung von Kodierungsrichtlinien für neu in die Datensammlung aufgenommene Komponententypen, Erstellung von Analyseberichten sowie die Weiterentwicklung der Datenbank bei gleichzeitig zuverlässigem Betrieb. Konkret wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

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

Die Projektziele für das Jahr 2008 wurden damit erreicht. Das Budget wurde eingehalten.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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 genutzt werden. Diese Quantifizierung ist besonders wichtig für die Bestimmung der Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme, die im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) berücksichtigt werden. Denn CCF-Ereignisse können die Funktion mehrerer Redundanzen (funktionell unabhängige Teilsysteme) beeinträchtigen.

Die im Projektjahr 2008 gesammelten und ausgewerteten Erfahrungen bezüglich CCF-Ereignissen lieferten keinen direkten Anlass, Massnahmen in den schweizerischen Kernkraftwerken zu veranlassen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr gesetzt:

- Es soll ein Arbeitstreffen zum Komponententyp *Wärmetauscher* organisiert werden mit den Themen: Datenqualität, Komponentengrenzen, Unsicherheiten bei der Modellierung der Wärmetauscher in verschiedenen PSA-Modellen etc.
- Es soll ein Vergleichstest zu verschiedenen Quantifizierungsmethoden der Wahrscheinlichkeit von CCF vorbereitet werden.
- Seit Veröffentlichung des Analyseberichts für den Komponententyp *Kreiselpumpen* im Jahre 1999 haben sich die in der Datenbank gesammelten Ereignisse von Kreiselpumpen um 90 % erhöht. Aus diesem Grund soll mit der Auswertung dieser Ereignisse für eine Überarbeitung des Analyseberichtes begonnen werden.

Alle bisher am Projekt beteiligten Länder beabsichtigen, auch zukünftig am Projekt teilzunehmen. Bei zwei Ländern ist die Unterzeichnung der Geschäftsbedingungen für die Projektperiode 2008 bis 2011 noch im Gange.

1.1.10 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Ziel des Projektes «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. Zusätzlich zu den zwölf derzeitigen Teilnehmern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien, USA) erwägen Belgien und Grossbritannien, ebenfalls dem Projekt beizutreten.

Projektziele des Jahres 2008 und deren Umsetzung

Das im Jahr 2003 gestartete Projekt befindet sich in der zweiten Projektphase, die den Zeitraum 2006–2009 umfasst. Planmässig wurden in 2008 Daten zu weiteren Brandereignissen gesammelt und ein Teil der Dokumentation (die «Coding Guidelines») weiter entwickelt, die zu der bereits festgelegten Datenbankstruktur gehört. In zwei Projektsitzungen (Frankreich, Deutschland) wurden die neu aufgenommenen Brandereignisse, die Datenbankentwicklung und die Projektplanung unter den Vertretern der Projektmitgliedstaaten besprochen sowie erste statistische Auswertungen präsentiert. Auch wenn die Anzahl der bisher ausgewerteten Brände (334 Ereignisse, die meisten davon qualitätsgesichert) noch relativ klein ist, ermöglicht sie z. B. eine grobe Abschätzung der Häufigkeit schwerwiegender Brände. Diese überschreiten auf jeden Fall die unterschiedlichen Meldeschwellen der teilnehmenden Länder und sind daher mit hoher Zuverlässigkeit in der Datenbank erfasst. Erste, noch vorläufige Ergebnisse lassen vermuten, dass die Häufigkeit solcher Brände in bisher durchgeführten probabilistischen Brandanalysen tendenziell zu hoch angesetzt ist, die darauf basierenden Kernschadensbeiträge also konservativ berechnet sind.

Bedeutung des Projektes, 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-Mitgliedstaaten wurde das Sammeln zuverlässiger Brandereignisdaten als einer der wichtigsten Punkte zur Weiterentwicklung der Brandanalyse identifiziert. In der Folge beschloss das CSNI, das Projekt OECD FIRE zu initiieren. Da Brandereignisse in Kernkraftwerken sehr selten sind, war ein Zusammenschluss auf internationaler Basis zwingend notwendig. In der Schweiz unterhalten alle vier Kernkraftwerk-Betreiber eine werkspezifische Brand-PSA. Diese Analysen sind, wie die gesamte PSA, regelmässig zu aktualisieren und dem Stand der Technik anzupassen. Sowohl für diese Weiterentwicklung der Brand-PSA als auch für deren Überprüfung durch das ENSI ist eine belastbare, auf realen Brandereignissen basierende Datenbasis wichtig.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Daten zu den neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank

durch weitere, möglichst aktuelle Brandereignisse ergänzt werden. Ferner soll die Datenbank vermehrt für zunehmend detaillierte Analysen genutzt werden.

1.1.11 OECD CABRI Waterloop Project

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

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 Steuerelementes bzw. Steuerstabes kurzzeitig überkritisch wird. Auslösende Ereignisse für solche Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA) sind der postulierte Bruch des Stützens eines Steuerelementantriebes (DWR) bzw. das Entkuppeln eines Steuerstabes von seinem Antrieb (SWR). Der damit verbundene Auswurf des Steuerelementes (bzw. das Herabfallen des Steuerstabes) führt zu einem Leistungsanstieg in den benachbarten Brennstäben. Durch Einhaltung spezieller Sicherheitskriterien wird das Ausmass möglicher Brennstabschäden derart begrenzt, dass der Reaktorkern kühlbar bleibt. Die allgemeine Tendenz zur Steigerung der 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 Kernreaktoren 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 Druckwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen besser entspricht. Die Bedingungen für Reaktivitätsstörfälle in Siedewasserreaktoren werden nicht modelliert.

Das CIP-Projekt stützt sich auch auf Einzeleffekt-Tests im Rahmen des Versuchsprogramms PROMETRA. Mit diesen wird vom «Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA)» in Saclay, Frankreich, das mechanische Verhalten bestrahlter Hüllrohrproben bei den für RIA typischen hohen Dehnungsraten untersucht.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2008 wurden folgende Projektziele erreicht resp. auf Grund neuer Anforderungen modifiziert:

- Ende April 2008 wurden an Schweissnähten der seismischen Verstärkung des «in-pile»-Tanks mehrere Defekte festgestellt. Die Reparatur ist im Gange, jedoch wird sich der Qualifikationstest CIPQ für den Water Loop um ca. 8 Monate verzögern. IRSN plant die Durchführung des Tests CIPQ nunmehr für das vierte Quartal 2010.
- Die CIP-Testmatrix wurde überprüft und hinsichtlich der Testserie CIP3 modifiziert (15. Treffen der Technical Advisory Group). Weitere Hüllrohrmaterialien (z. B. M MDA von Mitsubishi) sollen einbezogen werden. Auf den Test mit chromdotiertem Brennstoff wurde verzichtet.
- Für die Tests mit den Brennstoffen/Hüllrohrmaterialien CIP2-1 (Uranoxid $UO_2/M5$ von Electricité de France EdF), CIP4-1 (Mischoxid $MOX-E/M5$ von EdF) und CIP4-2 ($MOX-SBR/Zry-4$ von Beznau) wurde das stationäre Brennstabverhalten rechnerisch modelliert und mit Messwerten verglichen.
- Die für den Test CIP4-2 vorgesehenen MOX -Brennstabsegmente aus dem Kernkraftwerk Beznau (KKB) wurden zusätzlich mittels zerstörender Verfahren (Metallografie, Keramografie) charakterisiert.
- Zur Vorbereitung der mechanischen Tests im Rahmen des PROMETRA-Programms wurden vom Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) zusätzlich unbestrahlte LK3-Hüllrohrproben an das CEA Saclay geschickt.

Bedeutung des Projektes, 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.

Der CABRI-Reaktor ist – neben dem Forschungsreaktor NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) in Japan – weltweit 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. SCANAIR und FALCON, welche vom Paul Scherrer Institut PSI verwendet werden) genauer zu modellieren. Damit können die festgelegten Sicher-

heitskriterien für Reaktivitätsstörfälle überprüft und nötigenfalls verbessert werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im Rahmen des PROMETRA-Programms sind 12 Dehntests (ring tensile tests) mit LK3-Hüllrohrproben aus dem KKL für das Jahr 2009 geplant. Zur Durchführung der 4 Bersttests sind wegen des grösseren Probendurchmessers Modifikationen an der Versuchseinrichtung erforderlich. Die am PSI durchgeführten Messungen zum Gehalt und zur Verteilung des Wasserstoffs in den Proben sind zu dokumentieren.

Fünf am NSRR durchgeführte RIA-Tests wurden als Beiträge der japanischen Atomenergie-Agentur (JAEA) zum CIP ausgewählt. Darunter befinden sich die beiden Tests LS 1 und BZ 3 mit Brennstoff aus dem KKL resp. dem KKB. Die Ergebnisse dieser Tests und deren Interpretation im Rahmen des CIP sind für das ENSI interessant, weil sie der Absicherung der RIA-Sicherheitskriterien für MOX -Brennstoff sowie für Uranoxid-Brennstoff unter Siedewasserreaktor-Bedingungen dienen. Erste Ergebnisse des Tests LS 1 ($UO_2/Zry 2$) wurden den Partnern des CIP im Jahre 2008 zur Verfügung gestellt. Der Test BZ 3 ($MOX-MIMAS/Zry-4$) ist für 2009 geplant und soll am NSRR unter den für Druckwasserreaktoren typischen Betriebsbedingungen durchgeführt werden.

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

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Im COMPSIS-Projekt wurde im Rahmen der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD eine internationale Datenbank zur Betriebserfahrung bei rechnerbasierten Systemen in Kernkraftwerken erstellt. Diese Daten werden nun erweitert und ausgewertet. Das Projekt wird von einer Gruppe von Fachleuten aus den Teilnehmerländern gesteuert («Steering Group», SG). Die SG wird vom norwegischen Institut für Energietechnik (IFE) unterstützt, welches als Clearing House (CLH) auch für die Betreuung der Datenbank (Projekt Room) 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 Berichtsjahres 2008 und deren Umsetzung

Dringendstes Anliegen zu Beginn der Dreijahresperiode 2008–2010 ist die Erfassung und Qualitätsprüfung weiterer Daten sowie deren Bereitstellung für Analysen. Das Ziel der aktuellen COMPSIS-Phase, die Infrastruktur, der Inhalt und die Struktur der Datenbank sowie der momentane Stand der erfassten Daten sind im neuen Dreijahresbericht beschrieben. Diese vorläufige Analyse gibt bereits Hinweise, welche Fehlerarten und welche Tätigkeiten im Lebenszyklus bei rechnerbasierten Systemen besonders zu beachten sind. Die Zusammensetzung der Teilnehmerländer hat für die neue Dreijahresperiode 2008–2010 einige Änderungen erfahren. Japan und die Slowakei haben sich aus dem Projekt zurückgezogen. Es sind nunmehr nur noch die nachfolgenden 8 Länder vertreten: Deutschland, Finnland, Südkorea, Schweden, Taiwan, Ungarn, USA und die Schweiz.

Die Haupttätigkeiten des CLH seit der letzten Sitzung (Oktober 2007) bestanden vor allem in der Unterstützung der Teilnehmer bei der Erfassung der Daten und die Bereitstellung der Daten. Die Auswertung der Daten erfolgt aus den bekannten Ereignissen («reported events»), welche in der Datenbank anonym erfasst werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt soll dazu beitragen, Analysedaten zu digitalen Leittechniksystemen in einer Datenbank bereitzustellen. Diese Datenbank kann nun Informationen liefern über die Grundursachen und Fehlerarten von Ereignissen mit rechnerbasierten Systemen und über die wechselseitige Beeinflussung von Hardware und Software. Die Sammlung von Informationen über Ausrüstungen und Systeme, die in Kernkraftwerken bereits 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.

In internationalen Richtlinien und Normen von IAEA (International Atomic Energy Agency) und IEC (International Electrotechnical Commission) sind Anforderungen an rechnerbasierte sicherheitsrelevante Systeme festge-

halten, damit diese mit hoher Zuverlässigkeit arbeiten. Auf diese Vorgaben wird auch in der Richtlinie R-46 hingewiesen. Die COMPSIS-Datenbank liefert Daten über die Betriebserfahrung vieler Kernanlagen aus verschiedenen Ländern. Diese Erkenntnisse können auch bei der Begutachtung und bei Inspektionen von rechnerbasierten Systemen verwendet werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für die anstehende Projektphase (2008–2010) mit den nunmehr 8 Ländern ist es das Ziel, die Erfassung und die Qualitätsprüfung der Daten sowie die Bereitstellung für die Analysen zu forcieren. Dazu wäre es wünschenswert, weitere Länder zu gewinnen.

1.2 Strahlenschutz

1.2.1 Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 171**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

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

Im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2007 wurde der Jahresbericht des PSI zur Zusammenarbeit in der Dosimetrie leider nicht abgedruckt. Aus diesem Grunde enthält der vorliegende Bericht im Anhang A den Jahresbericht des PSI für die Jahre 2007 und 2008. Das ENSI nimmt jedoch in diesem Kapitel nur zu den Themen des Jahres 2008 Stellung, da die Themen des Jahres 2007 bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2007 be-

wertet wurden. Im Arbeitsplan 2008 wurden 7 Teilprojekte vereinbart:

Projektziele des Jahres 2008 und deren Umsetzung

Das Teilprojekt «Umsetzung der Richtlinie R-13 an den Beispielen Rückbau DIORIT und SAPHIR» konnte mit folgenden Ergebnissen abgeschlossen werden: Die Kalibrierungen der Freimessanlage (RTM644Inc) mit einem so genannten Metallplattenphantom wurden mit Monte-Carlo-Rechnungen des Institut Universitaire de Radiophysique Appliquée (IRA) in Lausanne validiert. Unter einem Phantom versteht man eine Einrichtung, die das Messgut möglichst realistisch nachbildet. Zusätzlich wurde eine Kalibrierung mit dem Plattenphantom in eine Kalibrierung für eine Mulde mit Kies umgerechnet. In einem weiteren Schritt konnten die vom Hersteller der Freimessanlage vorgegebenen nuklidspezifischen Korrelationsfaktoren zwischen Co-60 und Cs-137 auf Grund des Vergleichs der Monte-Carlo-Rechnungen und den Kalibrierungen des PSI bestätigt werden.

Das Teilprojekt «Vollständige Beschreibung der Energieabhängigkeit eines Messinstrument-Transfornormals für die Ortsdosisleistung von Umgebungs- und Hochenergiephotonenstrahlung» wurde ebenfalls abgeschlossen. Dabei ging es um die Erstellung der Dokumentation für eine bei der Physikalisch Technischen Bundesanstalt (PTB) in Braunschweig kalibrierte Hochdruck-Ionisationskammer vom Typ Reuter-Stokes.

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

Im Gebiet der internationalen Strahlenschutznormung arbeitet je ein Vertreter des PSI in der ISO-Arbeitsgruppe WG17 und WG14 aktiv mit. Momentan wird in der Arbeitsgruppe WG17 die ISO 7503, eine Norm über die Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen, und in der Arbeitsgruppe WG14 die ISO 2889, eine Norm über die Probenahme radioaktiver Aerosole in Fortluftanlagen, revidiert.

Für das neue Teilprojekt «Evaluation von Messgeräten für die Schilddrüsen-Triagemessung bei Kindern im Unglücksfall» wurden erste Vorarbeiten gemacht. Es ist geplant, in Zusammenarbeit mit der IRA in Lausanne ein Kinder-Schilddrüsen-Phantom zu realisieren, das für die Kalibrierung der Schilddrüsen-Triagemessgeräte verwendet werden soll.

Das neu 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. Mensch- und Schilddrüsenphantom). Vergleich der experimentellen Werte mit der Simulation. Anpassung des virtuellen Modells des Messsystems (Umgebung, Detektor, Phantom).
- Studium der Unterschiede zwischen einem Menschphantom und dem berechneten virtuellen Phantom.

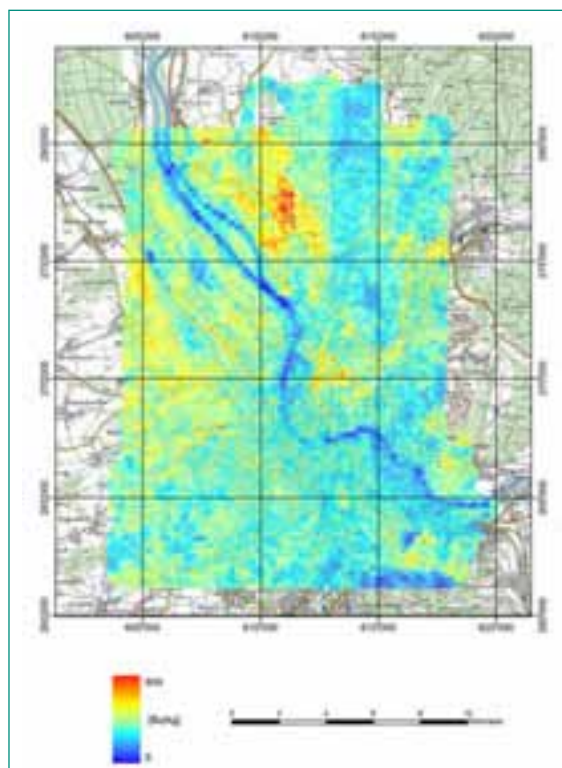


Fig. 3: Zusammengesetzte Karte der Kalium-40-Aktivitätskonzentration. Die in der Region Basel entdeckten erhöhten K-40-Werte konnten durch Bodenmessungen des Kantonalen Laboratoriums Basel Stadt bestätigt werden. Ursache sind Gesteine mit natürlicher K-40-Anreicherung. (Quelle: PSI)

Das Projekt befindet sich momentan im zweiten Projektschritt. Erste Messungen mit Punkt- und Flächenquellen wurden durchgeführt und simuliert. Die Abweichungen zwischen Messung und Simulation liegen bei ca. 5 %.

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

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

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

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.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik werden fortgesetzt. Die regelmässigen Fachgespräche zwischen ENSI und PSI haben sich bewährt.

1.2.2 Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Radioanalytik

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 183**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

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 von aus Altlast angefallenen Schlämmen sowie 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 Jahres 2008 und deren Umsetzung

Im Jahr 2008 wurden vier Teilprojekte durchgeführt: Das Rückhaltebecken PSI-Ost soll zurückgebaut werden. Zur Entsorgung des darin abgelagerten Schlammes muss sein Aktivitätsinventar bestimmt werden. Zur qualitativen Bestimmung des Strontium-90 wurde eine Methode für den Totalaufschluss komplexer Matrizen eingeführt.

Auch die Trennung von trivalentem Americium mit einem Extraktionsharz (DGA-Resin) konnte erfolgreich an Schlammproben aus dem PSI-Rückhaltebecken sowie an Bodenproben (Immissionsüberwachung) durchgeführt werden.

Die Evaluation von massenspektrometrischen Verfahren zur Bestimmung von Alphastrahlern bei der Inkorporations- und Immissionsüberwachung ergab, dass diese im Vergleich zur Alpha-Spektrometrie nur unwesentlich empfindlicher sind.

Im Jahr 2008 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen 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 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 Bevölkerung und Umwelt vor radioaktiver Strahlung geschützt werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Zusammenarbeit in der Radioanalytik wird fortgesetzt. Die neu etablierten Analyseverfahren werden 2009 angewendet. Mit ihrer Hilfe werden Schlammproben, die beim Rückbau des Rückhaltebeckens anfallen, sowie Bodenproben untersucht, die im Rahmen der Immissionsüberwachung genommen werden.

1.2.3 ARTIST – Aerosol Trapping in the Steam Generator

Auftragnehmer: Internationales Forschungskonsortium unter der Leitung des Paul Scherrer Instituts PSI

Anhang A, Seite 191

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Projekt ARTIST betrifft KKW-Unfallsequenzen mit Kernschmelzen, Containment-Bypasssequenzen (Freisetzung von Stoffen unter Umgehung der Sicherheitssysteme), Dampferzeuger-Heizrohrbruch und 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 wichtig zu wissen, welcher An-

teil der bei einem solchen Unfall freigesetzten Spaltprodukte in Form von Aerosolen (feine Partikel im Mikrometer-Bereich) und Tropfen auf der Primär- und Sekundärseite eines Dampferzeugers zurückgehalten wird.

Das Ziel des ARTIST-Projekts ist es, diese Rückhaltungsprozesse genauer zu quantifizieren. Das Projekt wird im Rahmen eines internationalen Konsortiums aus 12 Organisationen unter der Leitung des PSI durchgeführt.

Projektziele des Jahres 2008 und deren Umsetzung

Die ARTIST-Untersuchungen haben zum Ziel, den Aerosoltransport durch die Dampferzeuger bei unterschiedlichen Störfallbedingungen zu erfassen und für die Modellentwicklung aufzubereiten. Im Rahmen des ARTIST-Projekts wurden zwischen 2003 und 2007 am PSI insgesamt 42 Versuche zum Aerosolverhalten und 50 Versuche zum Tropfenverhalten im Tropfenabscheider und Dampftrockner durchgeführt. Zusätzlich wurden von den Konsortiumspartnern 13 Versuche zum Aerosolverhalten im Nahfeld und 21 Versuche zum Ablagerungs- und Freisetzungverhalten in Rohren vorgenommen. Begleitet wurden die experimentellen Arbeiten von zahlreichen Computersimulationen, Arbeiten zur Modellentwicklung und zur Entwicklung einer Methodik, wie die ARTIST-Daten in Sicherheitsanalysen zur Risikobewertung schwerer Unfälle umgesetzt werden können.



Fig. 4: Dampferzeuger-Modell, mit dem die Rückhaltung von radioaktiven Stoffen im Falle von schweren KKW-Unfällen untersucht wird. (Quelle: PSI)

Das Projekt untersucht parallel verschiedene Einzelaspekte des Aerosoltransports. Es ist nach räumlichen Gesichtspunkten der untersuchten Effekte im Dampferzeuger in sieben Teile, den so genannten Projektphasen, gegliedert. In jeder Projektphase werden bestimmte lokale Aspekte untersucht. Ausnahme bildet die Phase VII, in der das integrale Zusammenwirken der einzelnen lokalen Aspekte untersucht wird, wobei alle Komponenten des Dampferzeugers berücksichtigt wurden. Die wichtigsten Ergebnisse der experimentellen Untersuchungen der einzelnen Projektphasen können folgendermassen zusammengefasst werden.

Phase I: Aerosol-Rückhaltung in den Dampferzeugerrohren

Bei trockenen Bedingungen ohne Dampfanteil und sehr geringen Aerosolkonzentrationen hat die Grösse der Aerosolpartikel einen erheblichen Einfluss auf die Rückhaltung. Für grössere Partikelkonzentrationen von 60 mg/m^3 und mehr wurde ein sehr dynamisches Verhalten des Abscheideprozesses gefunden: Perioden grosser Rückhaltung wechseln mit solchen des Wiederaustrags (Resuspension) der abgelagerten Aerosole. Bereits bei geringem Dampfanteil erhöht sich die Rückhaltung erheblich.

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

Im Nahbereich des Heizrohrbruches liegt ein hohes Potential für die Rückhaltung von Aerosolen vor. Die Partikelgrösse hat dabei einen erheblichen Einfluss auf den Rückhaltegrad. Grössere Partikel werden stärker zurückgehalten als kleinere.

Phase III: Aerosol-Rückhaltung im Fernfeld des Heizrohrbruches (trockene Bedingungen)

In weiterer Entfernung von der Heizrohrbruchstelle wurde nur eine geringe Rückhaltung von Aerosolen gefunden. Die Partikelabscheidung erfolgt im Wesentlichen im Bereich der Stützplatten der Heizrohre infolge Trägheitsabscheidung und infolge turbulenter Abscheidung auf den Rohroberflächen. Dort bildet sich eine sehr dünne Aerosolschicht.

Phase IV: Aerosol-Rückhaltung im Tropfenabscheider und Dampftrockner (trockene Bedingungen)

Das Rückhaltevermögen, charakterisiert durch den Dekontaminationsfaktor (DF), ist sowohl im Tropfenabscheider als auch im Dampftrockner während der verschiedenen Tests relativ konstant. Der gemessene DF in Tests, bei denen nur der Tropfenabscheider verwendet

wurde, unterscheidet sich nur unwesentlich vom DF in solchen Tests, bei denen der Tropfenabscheider zusammen mit dem Dampftrockner eingesetzt wurde. Der Massendurchfluss des Trägergases hat dabei nur einen sehr kleinen Effekt auf die gesamte Rückhaltung.

Phase V: Aerosol-Rückhaltung bei gefluteter Sekundärseite des Dampferzeugers

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

Phase VI: Rückhaltung von Wassertropfen im Tropfenabscheider und Dampftrockner (trockene Bedingungen)

Es wurde eine umfangreiche Reihe von Versuchen durchgeführt. Das Spektrum der Tropfendurchmesser, Abscheidungsgrade für mehrere Durchflussraten des Trägergases und Geschwindigkeitsprofile an verschiedenen Positionen wurden ermittelt. Insgesamt gesehen nimmt die Abscheidung im Tropfenabscheider und Dampftrockner mit zunehmender Tropfengrösse und mit abnehmenden Durchflussraten des Trägergases zu. Dieser Trend wurde besonders für den Drallkörper des Tropfenabscheiders beobachtet, in dem die effektivste Tropfenabscheidung erfolgt. Die Tropfenrückhaltung in den oberen Strukturen des Tropfenabscheiders und im Dampftrockner ist geringer als im Drallkörper und vergleichsweise wenig abhängig von der Tropfengrösse und vom Durchfluss des Trägergases.

Phase VII: Integrale Tests im Modell-Dampferzeuger

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

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt vertieft das Verständnis der komplexen Phänomene des Aerosoltransports unter Störfallbedingungen. Mit der Integration dieser Erkenntnisse in probabilistische Sicherheitsanalysen können unter Umständen Empfehlungen für die Unfallbewältigung in den Kernkraftwerken abgeleitet werden. Ferner kann das

verbesserte Verständnis dieser Störfallabläufe zu einer realistischeren Prognose der Abgabe radioaktiver Stoffe im Ereignisfall beitragen und so helfen, die effektiv notwendigen Notfallschutzmassnahmen anzuordnen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das gesamte Versuchsprogramm des PSI und der Konsortiumspartner wurde Ende 2007, die Berichterstattung 2008 abgeschlossen. Die Forschungsergebnisse der Kollaboration wurden bereits in zahlreichen Veröffentlichungen in Fachzeitschriften und an verschiedenen namhaften Konferenzen dokumentiert. Im Rahmen des Jahrestreffens der Amerikanischen Nuklearen Gesellschaft (ANS) im Juni 2008 wurde für das ARTIST-Projekt eine eigene Sitzung durchgeführt, an der die Ergebnisse präsentiert wurden.

Die ARTIST-Versuche haben bestätigt, dass es sich beim Aerosoltransport durch die Dampferzeuger um komplexe, dynamische Vorgänge handelt, bei denen sich die Aerosole in ihrer Grösse, ihrem Ablagerungsverhalten und in weiteren Parametern ändern können. Sie haben dennoch insbesondere gezeigt, dass die bisher verwendeten Modelle und Prognosen für die Freisetzung radioaktiver Stoffe bei diesem Störfalltyp überaus konservativ sind. Sie werden deshalb für eine realitätsnahe Bewertung des Risikos mitzu berücksichtigen sein.

Die Vervollständigung des experimentellen Datenmaterials, die Synthese, Skalierung und Umsetzung des vorhandenen Datenmaterials des ARTIST-Projekts auf die verschiedenen Geometrien, Betriebsbedingungen und Störfallsequenzen von Dampferzeugerheizrohrbrüchen bei Druckwasserreaktoren hat zur Initialisierung eines Nachfolgeprojekts ARTIST-2 geführt. Das Projekt begann am 1.9.2008 und wird mit den bereits beteiligten und mit neuen Partnern in einem internationalen Konsortium durchgeführt. Die Leitung erfolgt durch das PSI.

1.3 Transport und Entsorgung

1.3.1 Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri

**Auftragnehmer: Forschungsgruppe
Ingenieurgeologie der ETH Zürich
Anhang A, Seite 203**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das internationale Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri besteht seit 1996 und hat zum Ziel, die geolo-

gischen, hydrogeologischen, geochemischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opalinustons zu untersuchen. Diese Eigenschaften sind für die Beurteilung der Sicherheit und die Abklärung der bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle in diesem Gestein massgebend. Aktuell sind 13 Organisationen aus 8 Ländern (Schweiz, Belgien, Frankreich, Deutschland, Kanada, Spanien, Japan und USA) am Forschungsprojekt beteiligt.

In den vergangenen 4 Jahren hat das ENSI in Zusammenarbeit mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich das EZ-B Experiment («Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the Excavated Disturbed Zone») durchgeführt und Anfang 2008 mit der Publikation der dazugehörigen Dissertationsarbeit (Salina Yong, Diss. ETH Nr. 17575) erfolgreich abgeschlossen. Ziel des Experimentes war die Untersuchung der Klüfte in der Auflockerungszone («Excavated Disturbed Zone»), die sich beim Ausbruch eines 6.5 m langen Teststollens infolge der Spannungsumlagerungen im Opalinuston bildeten. Das Experiment hat neue Erkenntnisse zum Bildungsprozess der stollenrandlichen Auflockerungszone und zum felsmechanischen Verhalten des Opalinustons gebracht. Ort und Ausdehnung der entstehenden Risse konnten mit einem neuen, einfachen Modellansatz simuliert werden. Die Ergebnisse lassen auf eine Mobilisierung der tektonischen Strukturen (Scherflächen) schliessen, die bei der Spannungsumlagerung während dem Ausbruch als bevorzugte Schwächezonen wirkten. Die Auflockerungszone um den Teststollen herum ist heterogen ausgebildet und hat eine geringere Ausdehnung als erwartet (20 bis 60 cm, an der Stollenbrust bis maximal 160 cm).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen der Erweiterung des Felslabors und des Baus der neuen Galerie-08 hat das ENSI zusammen mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich ein neues Projekt, das RC-Experiment («Rock Mass Characterisation»), für die kommenden 4 Jahre ausgearbeitet und im April 2008 gestartet. Im Vordergrund dieses Experimentes stehen die Gebirgseigenschaften des Opalinustons im projektrelevanten Massstab (geologisches Tiefenlager für radioaktive Abfälle). Diese Gebirgseigenschaften werden aus gemessenen Deformationen in Zusammenhang mit dem Ausbruch der Galerie-08 sowie aus kleinskaligeren Laborversuchen an Trennflächen abgeleitet. Die erfassten Deformationen beinhalten einerseits die Untersuchung der beim Bau der Galerie-08 durch Spannungsumlagerungen unmittelbar verursach-

ten Deformationen im angrenzenden Opalinuston. Andererseits sollen die langfristig und sehr langsam ablaufenden Konvergenzverformungen (Kriechbewegungen) im Gestein in der Nähe der Galerie mittels eines kontinuierlichen Monitoring-Systems über einen längeren Zeitraum (3 bis 4 Jahre) erfasst werden. Von speziellem Interesse ist dabei das Verhalten bestehender Diskontinuitäten und Schwächezonen im Gebirge (Scherzonen, Störungen, Schichtung), die für das felsmechanische Verhalten des Opalinustons entscheidend sind. Mit dem Experiment will sich das ENSI Beurteilungsgrundlagen erarbeiten, die der späteren Festlegung der Anforderungen an ein Pilotlager-Monitoringsystem dienen, wie es das neue Kernenergiegesetz KEG fordert. Am Experiment beteiligen sich neben dem ENSI und der ETH das Bundesamt für Landestopographie (Geodäsie) und die deutsche Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe BGR (Geophysik).

Das Experiment hat drei Testphasen:

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

■ **Testphase 2 (während dem Ausbruch):** Kontinuierliche Erfassung der Verformungen im Gebirge mittels Messungen in stollenparallelen Bohrungen. Die Stollenabschläge betragen jeweils 1.3 bis 1.7 m pro Tag. Nach jedem Abschlag wurde die Stollenwand geologisch-tektonisch charakterisiert und Verformungen in den Stollenwänden mittels eines 3D-Tachymeter-Systems und anhand von Laser-Scanning Messungen erfasst.

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

Der Ausbruch der Galerie-08 (Streckenabschnitt 94.5 m bis 127 m) fand zwischen dem 22. April und dem 6. Juni 2008 statt. Die Testphase 2 des Experiments konnte dabei plangemäss und erfolgreich durchgeführt werden. Gegenwärtig läuft die Testphase 3 mit kontinuierlicher Langzeitmessung der nur sehr langsam ablaufenden Konvergenzverformung des Gebirges.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Mont-Terri-Forschungsprojekt werden Grundlagendaten für die Beurteilung der Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston gewonnen. Das



Fig. 5: Auslegung der Instrumentierung für die Seismik-Messungen entlang der Stollenwand der Galerie-08 nach deren Erstellung und Sicherung mit Spritzbeton. (Quelle: ENSI)

RC-Experiment des ENSI hat zum Ziel, das felsmechanische Verhalten des Opalinustons besser zu verstehen und die durch den Bau des Stollens verursachten Spannungsumlagerungen und die daraus resultierenden Verformungen im Gebirge quantitativ zu erfassen. Mit dem RC-Experiment sollen die Mechanismen der Verformungen analysiert und mit numerischen Modellsimulationen verglichen werden. Die Beteiligung am Mont-Terri-Forschungsprojekt stellt zudem die Erhaltung und Förderung der Fachkompetenz beim ENSI sicher.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das neue RC-Experiment hat bisher eine Fülle von Messdaten geliefert, die zu diesem frühen Zeitpunkt des Forschungsprojektes noch nicht im Detail ausgewertet und interpretiert vorliegen. Alle geplanten Messungen konnten ausgeführt und bereits erste Ergebnisse festgehalten werden. Messungen und Beobachtungen zeigen, dass die Konvergenzverformungen in der Galerie-08 im Bereich von 1 cm bis max. 4 cm liegen. Größere Instabilitäten wurden im Zusammenhang mit tektonischen Schwächezonen, entlang von Schichtflächen oder lokal als Abschaltungen infolge lokaler Spannungskonzentrationen beobachtet.

1.4 Mensch, Organisation und Sicherheitskultur

1.4.1 Human Reliability Analysis

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 211**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

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 Störfalles gefordert sind, aber unterlassen werden. Hingegen fehlt eine effiziente Methode zur systematischen Identifizierung und Quantifizierung von ungeplanten menschlichen Handlungen, welche den Verlauf

eines Störfalles negativ beeinflussen, den so genannten EOC (Errors of Commission). Hier setzt das vom PSI durchgeführte Forschungsprojekt HRA-III an, das folgende Punkte beinhaltet:

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

Projektziele des Jahres 2008 und deren Umsetzung

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2008 lassen sich wie folgt charakterisieren:

■ **EOC-Methodik:** Für das Berichtsjahr war geplant, die vom PSI zur Identifizierung und Quantifizierung von EOC entwickelte Methode CESA (Commission Errors Search and Assessment) anhand von Simulatordaten zu überprüfen. 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. Der Vergleich dieser Bewertungen mit den Auswertungen der Simulatordaten ist noch nicht abgeschlossen. Die vorliegenden Ergebnisse zeigen, dass die CESA-Methode die Faktoren, welche die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen besonders beeinflussen, gut vorhersagt. Nachdem eine erste Anwendung der CESA-Methode für ein schweizerisches Kernkraftwerk bereits früher erfolgte, wurde im Berichtsjahr begonnen, die Methode für ein weiteres Kernkraftwerk in der Schweiz zu testen. In einem weiteren Schritt wurden für Vorschriften, die aus Sicht der PSA eine hohe Bedeutung haben, Operateurhandlungen identifiziert, welche zwar vorgesehen sind, die aber, wenn sie zum falschen Zeitpunkt durchgeführt werden, unter Umständen die Störfallbeherrschung erschweren können. Auf Basis der CESA-Methode wurden insgesamt 7 Handlungen identifiziert, deren «EOC-Potenzial» nun vertieft analysiert wird.

■ **Dynamische Modelle:** Mit dynamischen Modellen für das Anlagen- und Personalverhalten soll die HRA unterstützt werden. Eine detaillierte Abbildung und Ver-

fügbare des Zeitverlaufs der Anlageparameter im Wechselspiel mit den Operateurhandlungen verbessern insbesondere die Modellierungsgrundlagen der Diagnoseprozesse der Operateure. Da im Modell die entsprechenden Vorschriften abgebildet werden können, kann das Programm selbst Szenarien entwickeln, die auch EOC beinhalten können. 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. Die Arbeiten im Berichtsjahr konzentrierten sich auf die Verfeinerung der dynamischen Modelle von Mensch und Anlage und auf die Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit des Programms. Das Programm ist bereits im Stande, einen kleinen Kühlmittelverluststörfall für etwa eine Stunde zu simulieren.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Ereignisse in Kernanlagen zeigen, dass unerwünschte Handlungen, die den Störfallablauf negativ beeinflussen, von grosser Bedeutung sein können. EOC sind risikotechnisch bislang schwer fassbar, da theoretisch sehr viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Der Einfluss nicht oder nur unvollständig ausgeführter Operateurhandlungen auf den Ablauf eines Störfalls wird schon heute erfolgreich in Risikoanalysen modelliert. EOC werden hingegen mangels etablierter Analysemethoden in den Risikomodellen für Kernkraftwerke bislang kaum berücksichtigt.

Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potenzielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert werden. Die Entwicklung eines Quantifizierungsverfahrens für EOC soll nach Vorliegen der Ergebnisse des internationalen OECD-Projektes abgeschlossen 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. Solche Betrachtungen haben schon im vorangegangenen Projekt (HRA-II) zu sicherheitstechnischen Verbesserungen der Vorschriften geführt. Die nun begonnene 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

Wegen Ressourcenmangel konnten nicht alle Punkte planmässig bis Ende 2008 abgeschlossen werden. Dies betrifft insbesondere die Anwendung der CESA-Methode für ein weiteres schweizerisches Kernkraftwerk. Für das Jahr 2009 ist geplant, die Überprüfung der vom PSI entwickelten EOC-Methode anhand von Simulatordaten abzuschliessen sowie das Handbuch zur Quantifizierung von EOC auf Basis von CESA fertigzustellen. Bezüglich der Modellierung des dynamischen Verhaltens Mensch – Anlage soll die Verfeinerung des Modells eines Schweizer Kernkraftwerkes und das Modell für das Verhalten der Operateure im Rahmen der laufenden Dissertation zum Abschluss gebracht werden.

1.4.2 Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer Kernkraftwerken

Auftragnehmer: Psychologisches Institut der Universität Zürich
Anhang A, Seite 221

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

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 festgelegt. Ende der Achtzigerjahre hat das Institut für Angewandte Psychologie IAP¹ in Zürich im Auftrag des ENSI diesen Anforderungskatalog überarbeitet. In der Zwischenzeit haben sich die Anforderungen an alle genannten Personengruppen durch Veränderungen am Arbeitsplatz (Anlagenänderungen, Einsatz von computergesteuerten Operateurhilfsmitteln, etc.) erweitert und bedürfen einer eingehenden Überarbeitung. In diesem Zusammenhang stellen sich folgende Fragen:

- Lassen sich für die drei Personengruppen abgeschlossene Anforderungsprofile erstellen?
- Wie weit überschneiden sich diese Profile?

¹ Heute «Hochschule für Angewandte Psychologie HAP»

- 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 Jahres 2008 und deren Umsetzung

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

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Tritt in einem Kraftwerk eine Störung ein, ist vom Schichtpersonal bei höchster Aufmerksamkeit und

Konzentration rasches, aber auch 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 auf Grund 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 entscheidenden Einfluss auf die nukleare Sicherheit.

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

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im Jahr 2009 noch offen ist die Erstellung spezifischer Profile für den Normalbetrieb und für Störfallsituationen. Die entsprechenden Erhebungen an den Werken sind noch im Gange. Anfang 2009 wird eine entsprechende Analyse der Daten sowie eine Dokumentation der gesamten Ergebnisse folgen.

Das Projekt «Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW» steht kurz vor dem Abschluss. Bis Ende Mai 2009 werden noch zusätzliche Durchführungs- und Auswertungshilfen erstellt, letzte Verbesserungen vorgenommen und die bereits erhobenen Gesamtprofile mit werkzustandsspezifischen Profilen ergänzt.

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Das ENSI ist in ein internationales Netzwerk eingebunden, das sich die Erfassung und Verbreitung von Betriebserfahrung zum Ziel gesetzt hat. Über diesen Verbund erhält das ENSI Informationen über Vorkommnisse in Kernanlagen in allen Teilen der Welt und stellt im Gegenzug Betriebserfahrung aus Schweizer Anlagen dieser Gemeinschaft zur Verfügung. Vorkommnisse sind ein Bestandteil dieser Betriebserfahrung. Zwei Knotenpunkte dieses Netzwerks sind Dienste der Internationale Atomenergieagentur IAEA mit Sitz in Wien in Zusammenarbeit mit der Nuclear Energy Agency NEA der OECD: Erstens das Incident Reporting System IRS, das Berichte über Vorkommnisse sammelt, aufbereitet und in einer Datenbank zur Verfügung stellt und zweitens die internationale Skala INES zur Klassierung von nuklearen und radiologischen Ereignissen als Kommunika-

tionshilfe gegenüber der Öffentlichkeit. Das Netzwerk der nationalen INES-Beauftragten ermöglicht einen raschen Informationsaustausch nach dem Auftreten eines Ereignisses. Die Mitgliedsländer der IAEA sind verpflichtet, Vorkommnisse von globalem Interesse oder ab einer Klassierung in INES-Stufe 2 und höher zeitnah an die IAEA zu melden. Die IAEA ihrerseits verbreitet die Meldung über die öffentliche INES-News-Internetseite (<http://www-news.iaea.org/news/>) und per Mailnachricht an die Mitgliedsländer. Für das Jahr 2008 verzeichnen die öffentlich zugänglichen INES-News 19 Vorkommnismeldungen der Stufen 1 und höher: Sechs der Stufe 1 («Anomalie»), neun der Stufe 2 («Zwischenfall») und vier der Stufe 3 («Ernsthafter Zwischenfall»). Es wurden keine Vorkommnisse mit einer höheren Klassierung gemeldet. Drei der Meldungen stammen aus



Abbildung 1: Erfahrungsaustausch beim Treffen der nationalen INES-Beauftragten bei der IAEA in Wien. Quelle: ENSI

Kernkraftwerken. Neun Mal kam es zu einer unzulässig hohen Bestrahlung von Mitarbeitern ausserhalb der Kernkraftwerksbranche, zum Beispiel bei Werkstoffprüfungen mit Durchstrahlungsgeräten oder bei Röntgenanlagen in Spitälern.

Seit dem Jahr 2008 gibt es in Europa einen weiteren Knotenpunkt im Erfahrungsnetzwerk: das European Clearinghouse on Operating Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten, an dem sich auch die Schweiz beteiligt. Diese Clearingstelle unterstützt ihre Mitglieder bei der Bereitstellung und Umsetzung von Betriebserfahrung auf nationaler Ebene. Als weitere Informationsquellen dienen periodische Berichte oder Mitteilungsorgane ausländischer Anlagen bzw. Behörden und die Teilnahme an internationalen Arbeitsgruppen, wie beispielsweise die Working Group on Operational Experience WGOE der NEA. Erfolgen Pressemeldungen über Vorkommnisse, werden über das fachliche Netzwerk Informationen über den Vorfall eingeholt (Abbildung 1).

Das ENSI verfolgt und bewertet kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Anlagen. 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) zusammengeschlossen, der ein eigenes Informationsnetzwerk über Vorkommnisse besitzt. 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 2008 und wie sie von Seiten des ENSI hinsichtlich der Relevanz für die Schweiz bewertet wurden. Den Anfang machen Aktivitätsfreisetzungen in Spanien, Frankreich und Belgien. Betroffen waren ein Kernkraftwerk, eine Urananreicherungsanlage und ein Institut zur Herstellung von Radioisotopen. Aus Schweden wurden Meldungen bekannt, wonach Risse und Brüche in Steuerstabsystemen von Siedewasseranlagen aufgetreten sind. In einem Labor der IAEA im österreichischen Seibersdorf platzte eine Probenflasche mit Plutonium und aus dem US-amerikanischen Kernkraftwerk Wolf Creek wurden neuere Erkenntnisse zum Thema Spannungsrisskorrosion in Schweissnähten gemeldet.

2.1 Aktivitätsfreisetzungen aus dem spanischen Kernkraftwerk Ascó 1, aus einer französischen Urananreicherungsanlage am Standort Tricastin und einem belgischen Institut zur Herstellung von Radioisotopen in Fleurus

Freisetzung 1: KKW Ascó 1, Spanien

Gemäss der spanischen Aufsichtsbehörde wurden am 14. März 2008 bei einer der regelmässigen Überprüfungen auf dem Areal des Kernkraftwerks Ascó 1 bei Tarragona in Spanien radioaktive Partikel gefunden. Auf Grund dieses Befunds wurde die Überprüfung verfeinert und auf die Umgebung ausgeweitet. Nach Abschluss der Messungen waren Kontaminationsspuren mit einer Radioaktivität von insgesamt rund 6.3×10^7 Becquerel (Bq) ausserhalb der Anlagengebäude gefunden worden (Abbildung 2). Eine Analyse der gesammelten Partikel ergab eine Zusammensetzung, die typisch für metallische Korrosionsprodukte ist, die im primären Kühlkreislauf eines Kernkraftwerks anfallen, wenn sie beim Durchlauf durch den Reaktorkern aktiviert werden. Diese Ergebnisse wiesen auf einen Vorgang hin, der sich bereits am 26. November 2007 ereignet hatte. An diesem Tag wurde eine Kernbeladung des Reaktors abgeschlossen und ein mit Wasser gefüllter Transferkanal entleert. Die verbliebenen Wasserreste wurden mit einem Nasssauger aufgenommen und anschliessend in das Brennelement-Lagerbecken entleert. Letzteres erfolgte in der Nähe der Ansaugöffnungen des Abluftsystems. Auf Grund einer Zinkeinspeisung, mit der die Ablagerung von radioaktivem Kobalt an Komponenten des Primärkreislaufs verringert werden wird, war zu diesem Zeitpunkt die Aktivität des Wassers erhöht. Bei der Einleitung kam es zu einer Erhöhung der Luftaktivität mit radioaktiven Aerosolen, die vom Abluftsystem angesaugt wurden. Dieses arbeitete in der Betriebsart «Notfall». In diesem Modus wird die Abluft über eine Filterstrecke geführt, welche radioaktive Partikel zurückhält. Dagegen werden in der Betriebsart «Normal» diese Filter umfahren und die Luft direkt über den Kamin in die Umgebung abgegeben. Vor und nach den Filtern durchläuft die Luft in beiden Betriebsarten die gleiche Rohrleitung. Sobald Messstellen im Inneren des Gebäudes einen Anstieg der Radioaktivität feststellen, wird automatisch auf die Betriebsart «Notfall» umgeschaltet. Eine solche automatische Auslösung ist in Spanien ein meldepflichtiges Vorkommnis. Wegen der geplanten Arbeiten wurde das Entlüftungs-

system schon vorab im Modus «Notfall» betrieben. Nach der Entleerung meldete die Raumüberwachung den Aktivitätsanstieg mit einem akustischen Alarmsignal. Trotz der Entlüftung ging die Raumaktivität aber nicht wieder auf normale Werte zurück. Bei der Ursachenabklärung wurde festgestellt, dass die Aktivität von den Ansaugöffnungen des Entlüftungssystems ausging. Es wurde ohne Erfolg versucht, diesen Bereich zu dekontaminieren. Um den Warnton abstellen zu können, wurde am Folgetag der Grenzwert für die Warnung erhöht. Mit der Änderung des Grenzwerts wurde aber auch der Schwellenwert für den automatischen Wechsel der Lüftungsbetriebsart verstellt. Zwei Tage später, am 29. November 2007, wurde das Lüftungssystem vom Kontrollraum aus zurück auf «Normal» geschaltet. Obwohl die Raumüberwachung noch immer erhöhte Werte anzeigte, gab die Automatik wegen des erhöhten Grenzwerts die Rückschaltung frei. Als Folge wurde die Raumluft und die noch im Abluftsystem enthaltene Luft nun ungefiltert an die Umwelt abgegeben. Ab diesem Zeitpunkt kam es zu der zunächst unerkannten Aktivitätsfreisetzung. Mitte März 2008 wurden dann die ein-

gangs erwähnten radioaktiven Teilchen ausserhalb des Kontrollbereichs festgestellt. Am 4. April 2008 wurde die spanische Aufsichtsbehörde darüber informiert, und es wurden mehr als 2500 Personen auf Kontamination untersucht. Alle Messungen waren ohne Befund, d.h. niemand war kontaminiert. Unter Berücksichtigung der verzögerten Erkennung wurde die Höhe der Freisetzung mit insgesamt 2.6×10^8 Bq abgeschätzt. Die Untersuchung des Vorkommnisses ergab als Ursache eine Kombination aus mangelnder Arbeitsvorbereitung, nicht ausreichender Sicherheits- bzw. Risikoabschätzungen und unzureichendem Wissen über Aufbau und Funktion der Lüftung sowie der Dosisüberwachung. Ausserdem wurde dem Betreiber zur Last gelegt, die Vorgänge und Befunde nicht schnell und umfassend genug an die Aufsichtsbehörde gemeldet zu haben, was als Mangel in der Sicherheitskultur bewertet wurde und zu einer Erhöhung der INES-Bewertung auf Stufe 2 («Zwischenfall») führte.

Wegen der andersartigen Auslegung des Belüftungssystems und der Überwachungsmassnahmen in und um die schweizerischen Kernanlagen ist ein vergleich-



Abbildung 2: Fundorte von kontaminierten Partikeln im Bereich des KKW Ascó 1. Quelle: CSN

barer Ablauf in der Schweiz unwahrscheinlich. Auf die Vorkehrungen für den Fall einer Freisetzung aus einer Schweizer Kernanlage wird unten näher eingegangen.

Freisetzung 2: Urananreicherungsanlage am Standort Tricastin, Frankreich

Aus einer Urananreicherungsanlage am Standort Tricastin (Abbildung 3) trat am 7. Juli 2008 uranhaltiges Abwasser aus, versickerte teilweise im Erdboden und gelangte in umliegende Gewässer. Als behördliche Massnahme wurde die Nutzung der Gewässer eingeschränkt. Das Vorkommnis löste ein umfangreiches Umweltüberwachungs-Programm in der Umgebung französischer Kernkraftwerke aus, weil bei Messungen radioaktive Teilchen gefunden wurden, die nicht aus der aktuellen Freisetzung stammen konnten. Das Vorkommnis stiess auf grosses internationales Medienecho und führte zu entsprechenden Anfragen an das ENSI. In der Schweiz gibt es zwar keine Anlage zur Urananreicherung, trotzdem wurden die Informationen aus Frankreich vom ENSI aufmerksam verfolgt, um über etwaige Umweltauswirkungen auf dem Laufenden zu sein.

Gemäss der französischen Aufsichtsbehörde Autorité de Sûreté Nucléaire ASN lief in einem Anlagenteil zur Behandlung von uranhaltigem Abwasser am 7. Juli 2008 gegen 22 Uhr bei einem Umfüllvorgang ein Tank über. Ursache dafür waren Wartungsarbeiten, bei denen ein Ventil nicht korrekt geschlossen wurde. Bereits gegen 19 Uhr hatte eine Füllstandsmessung eine Warnung an dem Abwassertank ausgelöst, für die jedoch keine Ursache gefunden wurde. Der Abwassertank steht zwar in einem Rückhaltebecken, dieses war jedoch undicht, weil es Tage zuvor von einem Baufahrzeug beschädigt und noch nicht repariert worden war. Das Abwasser konnte unbemerkt aus dem Becken austreten und in die Umgebung gelangen. Es versickerte teilweise im Erdboden und gelangte über die Regenwasserkanalisation in zwei Flüsse. Gegen 4.45 Uhr wurde das Auslaufen erkannt und gestoppt. Um 7.30 Uhr wurde die Aufsichtsbehörde ASN informiert. Insgesamt traten 30 000 Liter Abwasser mit rund 224 kg Natururan aus, wovon circa 74 kg bis in die Gewässer gelangten.

Der verschmutzte Erdboden im Bereich der Anlage wurde ausgehoben und untersucht. Am 10. Juli 2008 wurde die Abwasserbehandlungs-Anlage von Mitarbeitern der Aufsichtsbehörde ASN und des Instituts für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit IRSN inspiziert, und es wurden Mängel bei den Betriebsbedingungen, den Sicherheitsvorkehrungen und dem Krisenmanagement



Abbildung 3: Der französische Standort Tricastin. Im Vordergrund vier Druckwasserreaktoren, im Hintergrund die Urananreicherungsanlagen. Quelle: IPFM

festgestellt. Am 11. Juli 2008 entschied die ASN, dem Unternehmen zeitweilig die Erlaubnis zum Betreiben der Abwasserbehandlungsanlage zu entziehen und ordnete Sofortmassnahmen zur Sicherung der Einrichtung an. Ausserdem forderte die ASN vom Betreiber die Umsetzung eines Plans zur weiteren Überwachung der Oberflächengewässer und des Grundwassers. Um den 17. Juli 2008 zeigte das Überwachungsprogramm, dass die Pegel der Urankonzentrationen wieder auf natürliche Werte zurückgegangen waren. Das Vorkommnis wurde der Stufe 1 («Anomalie») der internationalen INES-Skala zugeordnet.

Nach einem Vorkommnis wie in Tricastin beschäftigt sich das ENSI mit der Frage, ob hinsichtlich der technischen, menschlichen oder organisatorischen Aspekte auch in der Schweiz Schwachstellen vorliegen könnten. Eine unmittelbare Übertragbarkeit des Vorkommnisses in Tricastin auf Schweizer Anlagen wurde vom ENSI nicht erkannt. Das Vorkommnis wird aber noch von der Expertenrunde der Commission Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires (CFS) bearbeitet, deren Bewertung noch nicht abgeschlossen ist.

Freisetzung 3: Nationales Institut für Radioelemente in Fleurus/Belgien

In der belgischen Gemeinde Fleurus befindet sich das Nationale Institut für Radioelemente (IRE), das sich mit der Herstellung von radiopharmazeutischen Präparaten befasst. Gemäss der belgischen Aufsichtsbehörde FANC trat von Freitag, dem 22. August 2008, bis zum darauffolgenden Montag unbemerkt radioaktives Iod-131 aus dem Abluftkamin des Instituts aus. Zu dem Vorkommnis kam es nach Abschluss eines Produktionsprozesses, als drei kleinere Tanks mit Abwässern in einen grösseren

Sammeltank umgefüllt wurden. Die Abwässer wurden fast zeitgleich in den Sammel tank entleert, was bis dahin nur in Ausnahmefällen vorkam. Zudem enthielt der Sammel tank zuvor nur rund 200 Liter Flüssigkeit, was eine geringe Verdünnung der eingebrachten Abwässer zur Folge hatte. Die umgefüllten Stoffe hatten nur eine relativ kurze Abklingzeit hinter sich. Die Summe dieser Umstände führte dazu, dass es bei der Vermischung der Abwässer zu einer unerwarteten chemischen Reaktion unter Entstehung von gasförmigem Iod-131 kam. Dieses konnte auf Grund eines defekten Messcomputers und eines Ablesefehlers über mehrere Tage unbemerkt über den Abluftkamin austreten. Das Isotop Iod-131 hat eine Halbwertszeit von acht Tagen und wird in der Medizin unter anderem zur Behandlung von Schilddrüsenkrebs eingesetzt. Die Menge an Iod-131 in dem Sammel tank nach dem Umfüllen wird mit 8,5 Milligramm angenommen, was einer Aktivität von 3.7×10^{13} Bq entspricht. Über den Kamin konnte davon eine Aktivität von 4.5×10^{10} Bq austreten. Im ungünstigsten Fall hätte diese Menge an der Umzäunung des Institutsgeländes eine Dosis von circa 160 Mikrosievert hervorgerufen. Wegen des defekten Messcomputers war die Freisetzung erst am Sonntag, dem 24. August, anhand von Messdaten erkennbar. Diese wurden jedoch zunächst falsch abgelesen, so dass das Austreten erst einen Tag später bemerkt wurde. Am Abend des 25. August erging die Vorkommnismeldung an die belgische Aufsichtsbehörde FANC, die am 26. August die Produktion in dem Institut stoppen liess, eine Klärung des Vorfalls forderte und Kontrollmessungen in der Umgebung des Instituts durchführte. Das Vorkommnis wurde auf Grund der freigesetzten Aktivitätsmenge auf Stufe 3 (Ernster Zwischenfall) der INES-Skala eingeord-



Abbildung 4: Der nach der Freisetzung von den Einschränkungen betroffene Sektor in Fleurus. Quelle: FANC

net. Am 28. August 2008 erfolgte eine ECURIE-Warnmeldung an die Europäische Kommission in Brüssel, die an alle Staaten der EU, Kroatien und die Schweiz weitergeleitet wurde. ECURIE steht für European Community Urgent Radiological Information Exchange und dient als Meldesystem für den beschleunigten Informationsaustausch im Fall einer radiologischen oder nuklearen Notfallsituation. Alle Mitglieder des ECURIE-Warnsystems haben sich verpflichtet, die Europäische Kommission und alle potenziell betroffenen Mitgliedstaaten unverzüglich zu informieren, wenn sie Massnahmen zum Schutz der Bevölkerung vor den Folgen eines radiologischen bzw. nuklearen Unfalls planen.

Auf Grund der Ergebnisse von Grasproben in der Umgebung des Instituts entschied die belgische Aufsichtsbehörde, in einem Sektor mit einem Radius von 5 Kilometern in nordöstlicher Richtung um das Institut den Genuss von vor Ort erzeugten Nahrungsmitteln wie Frischmilch, Früchten und Gemüse, die Entnahme und Verwendung von Wasser aus Brunnen und Gewässern sowie die Nutzung von Regenwasser einzuschränken (Abbildung 4).

Am Sonntag, dem 31. August 2008, wurde der Radius dieser Zone von fünf auf drei Kilometer verkleinert. Eine Empfehlung zur Einnahme von Iodtabletten wurde nicht beschlossen. Die betroffenen Bewohner konnten sich auf eine mögliche Kontamination hin untersuchen lassen. Am 28. Oktober 2008 erteilte die Aufsichtsbehörde FANC dem IRE die Freigabe, wieder mit der Produktion zu beginnen.

Anhand der Meldung aus Belgien wurde in der Schweiz bei der Nationalen Alarmzentrale NAZ und vom ENSI anhand der aufgezeichneten Wetterdaten geprüft, ob Spuren der Iodemission die Schweiz erreichen können. Zu diesem Zweck wurden computer-gestützte Ausbreitungsmodelle eingesetzt, mit welchen anhand des Freisetzungsverlaufs und der meteorologischen Daten die Kontaminationsausbreitung im Nah- und Fernbereich des Ereignisorts berechnet wird. Auf Grund der relativ geringen Freisetzungsmenge und der räumlichen Entfernung zu dem Freisetzungsort waren für die Schweiz keine radiologischen Auswirkungen zu erwarten. Anhand der Ergebnisse wurde auch der Fall betrachtet, welche Massnahmen in der Schweiz nach einer solchen Freisetzung zu treffen wären. Die Erkenntnis war, dass auch in der Schweiz Toleranzwerte und die Grenzen für Säuglingsanfangsnahrung überschritten und gegebenenfalls Massnahmen für die Bevölkerung angeordnet worden wären (Abbildung 5).

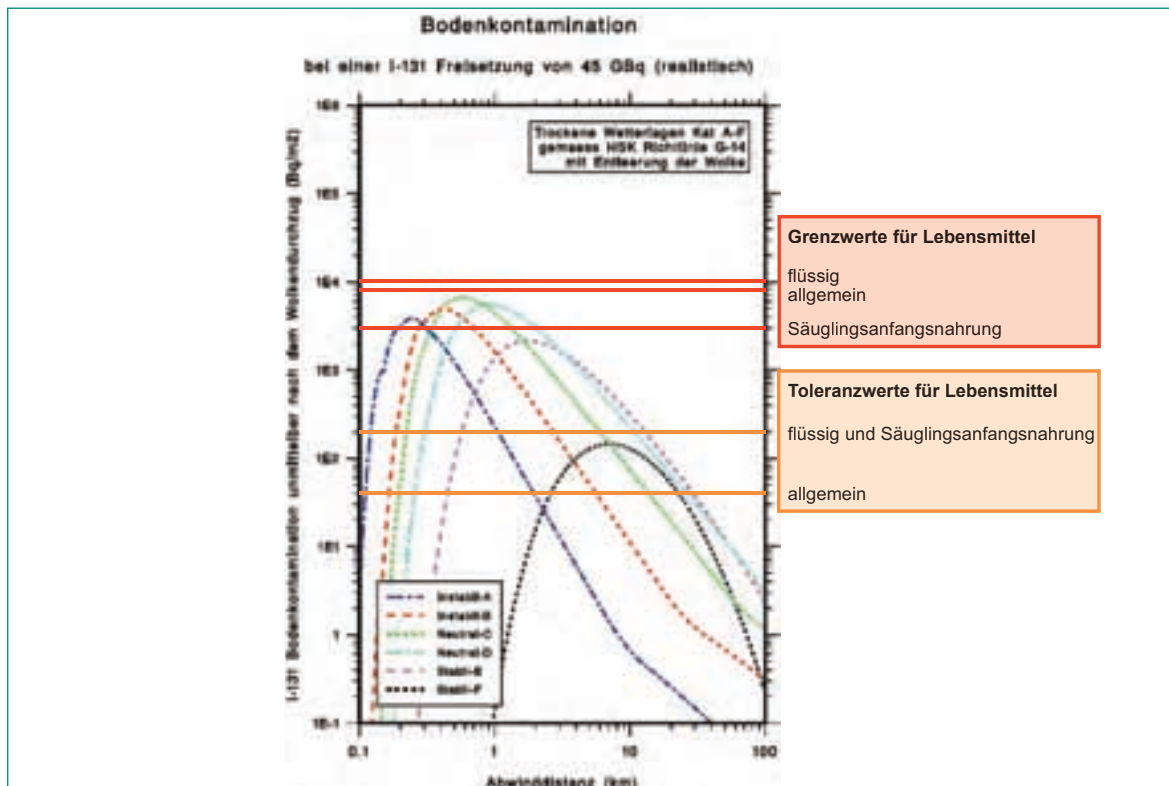


Abbildung 5: Berechnete Kontaminationswerte bei einer I-131-Freisetzung wie in Belgien im Vergleich zu den Toleranz- und Grenzwerten der Schweiz. Quelle: NAZ.

Vorkehrungen für Freisetzungen aus Kernanlagen in der Schweiz

Im Jahr 1986 ereignete sich im Kernkraftwerk Mühleberg ein Vorkommnis mit Freisetzung von Radioaktivität. Mit der damals vorhandenen Messtechnik im Abluftkamin wurde nicht erkannt, dass schwere radioaktive Teilchen unbemerkt in die Umgebung entwichen. Die Erkenntnisse aus dem Vorkommnis führten zu einer grundlegenden konstruktiven Änderung der Aktivitätsmessung im Abluftstrom. Auf Grund dieser Massnahmen sieht das ENSI unbemerkte Freisetzungen, wie sie in Spanien oder Belgien geschehen sind, in der Schweiz als unwahrscheinlich an.

Trotzdem ist die Notfallorganisation der Schweiz darauf vorbereitet, dass es nach einem Störfall in einer Kernanlage zu einer radioaktiven Freisetzung mit Gefährdung der Bevölkerung kommen kann. Das ENSI ist bei einer störfallbedingten Freisetzung von Radioaktivität für die Beurteilung der möglichen radiologischen Gefährdung der Bevölkerung in einem Umkreis bis etwa 20 km um die Kernanlage verantwortlich. Die für die Beurteilung notwendigen meteorologischen Daten werden vom Wetterdienst MeteoSchweiz geliefert. Das ENSI unterhält einen Notfallstab, der via Pageralarm aufgebo-

ten und von einem geschützten Notfallraum aus tätig wird. Um wirkungsvolle und zielgerichtete Massnahmen durchzuführen, wird der Verlauf der Ausbreitung bestimmt. Wie bei den ausländischen Vorkommnissen werden Ausbreitungsmodelle eingesetzt, die vorhersagen, in welche Richtungen und wie schnell sich eine radioaktive Wolke bewegt. Auf Grund dieser Daten können dann gezielt weitere Messungen durchgeführt werden. Für die Umgebungsüberwachung existiert das fest installierte Messnetz MADUK (Abbildung 6), und es stehen Instrumente und Fahrzeuge für mobile Messungen zur Verfügung. Zudem kann ein für Aeroradiometrie ausgerüsteter Helikopter eingesetzt werden.

Das Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung von Kernanlagen (MADUK) wird vom ENSI seit 1993 betrieben. Es besteht aus vier Teilnetzen mit je 12 bis 18 Sonden im Umkreis von rund sechs Kilometern um die schweizerischen Kernkraftwerke, die ZWILAG und das Paul Scherrer Institut. Die Sonden messen mit Geiger-Müller-Zählrohren die Ortsdosisleistung. Die Messwerte werden im Zehn-Minuten-Takt an das ENSI übertragen, wo sie automatisch auf Erhöhungen gegenüber dem natürlichen Untergrund geprüft und abgespeichert werden. Bei Überschreitungen der Schwellenwerte führt das ENSI in Zusammenarbeit

mit der Sektion zur Überwachung der Radioaktivität SUEr des Bundesamtes für Gesundheit BAG die notwendigen Abklärungen durch. Auf diese Weise wird in der Schweiz zusätzlich zu den anlageneigenen Messungen dafür Sorge getragen, dass die Wahrscheinlichkeit einer unbemerkten Freisetzung auf ein Minimum reduziert wird.

2.2 Schäden an Steuerstabsystemen in Schweden

In den schwedischen Siedewasseranlagen Forsmark-3 und Oskarshamn-3 wurden im Jahre 2008 an den Steuerstabantrieben Risse und Brüche im Steuerstabschaft (Control Rod Extender, Abbildung 7) zwischen Antrieb und Kupplung festgestellt. Steuerstäbe dienen dazu, den Reaktor zu regeln und ihn im Fall einer Störung rasch abzufahren. Dazu werden sie in den Reaktorkern ein- und ausgefahren. In beiden schwedischen Anlagen wiesen jeweils rund die Hälfte der Steuerstäbe Schäden auf. Als Ursache wird eine thermomechanische Beanspruchung dieser Komponenten angenommen. Im Bereich der Befunde treffen heisses Reaktorwasser (ca. 270 °C) und kälteres Kühlwasser vom Steuerstab-Antriebssystem (ca. 60 °C) aufeinander und führen auf Grund von schnellen Temperaturänderungen an wech-



Abbildung 6: MADUK-Sonde.

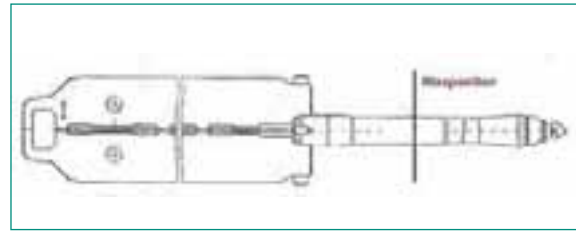


Abbildung 7: Schematische Darstellung der in Oskarshamn-3 und Forsmark-3 eingesetzten Steuerstabschäfte.

selnden Orten zu Spannungen im Material. Der genaue Schadensmechanismus wird zurzeit aber noch abgeklärt. Als Massnahme forderte das ENSI deshalb Ende Oktober 2008 die in Frage kommenden Anlagen auf, die jeweilige Übertragbarkeit der Vorkommnisse auf ihre Anlage zu prüfen. Beide Anlagen haben dazu fristgerecht innerhalb eines Monats zu den Sachverhalten Stellung genommen. Unabhängig vom ENSI hatten sie sich bereits über ihr betreiberinternes Netzwerk mit den Vorkommnissen auseinandergesetzt und mögliche Auswirkungen auf ihre Anlage geklärt. In ihrer Stellungnahme erklärten beide Betreiber, dass es in ihrer Anlage nicht zu einem solchen Vorkommnis kommen kann. Gemäss Angaben ihres Herstellers würden ihre Anlagen auf Grund konstruktiver Unterschiede keine Anfälligkeit für den entdeckten Schadensmechanismus aufweisen. Auch konnten sie plausibel darlegen, dass es auf Grund anderer Betriebsbedingungen nicht zu einer thermomechanischen Beanspruchung wie in Schweden kommen kann. In den beiden Schweizer Siedewasserreaktoren strömt das Kühlwasser kontinuierlich durch das Steuerstabsystem, was zu konstanten Temperaturverhältnissen führt. In beiden Schweizer Anlagen werden die Steuerstab-Antriebssysteme regelmässig überwacht. Hinsichtlich der Befunde in Schweden wurden in einer Schweizer Anlage die Prüfvorschriften für das Steuerstab-Antriebssystem noch verfeinert. Vergleichbare Schäden wie in den schwedischen Anlagen sind damit in den Schweizer Siedewasserreaktoren nicht zu erwarten.

2.3 Geplatztes Probengefäss in einem IAEA-Labor im österreichischen Seibersdorf

Rund 35 Kilometer südöstlich von Wien betreibt die IAEA auf dem Gelände des Austrian Research Center bei Seibersdorf ihr Safeguard Analytical Laboratory. In

diesem Labor werden regelmässig die von der IAEA weltweit in zivilen nuklearen Anlagen eingesammelten Proben ausgewertet. Laut dem Bericht der IAEA platzte in den frühen Morgenstunden des 3. August 2008 in einem Aufbewahrungstresor des Labors eine versiegelte Probenflasche und zerstörte vier weitere Proben. In der geplatzten Probe war es durch Radiolyse zur Wasserstoffbildung und dadurch zu einem Druckaufbau gekommen. Die Glasflaschen enthielten Lösungen mit zusammen rund 0,8 Gramm Plutonium-240 und gehörten nicht zu den gesammelten Proben, sondern dienten zu Referenzzwecken. Trotz der Unterbringung in einem Tresor konnte sich ein Teil der Plutoniummenge in weitere Räume des Labors ausbreiten. Auf Grund der frühen Stunde hielt sich niemand in den betroffenen Räumen auf, so dass es zu keiner Kontamination von Personen kam. Die Freisetzung wurde durch das Luftüberwachungssystem detektiert, welches einen automatischen Alarm auslöste. Alle Sicherheitssysteme des Labors haben ordnungsgemäss gearbeitet. Die Luftkontamination wurde durch die Filter des Abluftsystems zurückgehalten. Anzeichen für eine Abgabe von radioaktivem Material an die Umwelt wurden nicht gefunden. Durch den Alarm wurde die IAEA-Notfallgruppe aufgeboten, die unverzüglich Massnahmen einleitete, um eine weitere Ausbreitung innerhalb der Laborräume zu verhindern. Die Kontamination in dem Lagerraum wurde durch Reinigung beseitigt. Das Vorkommnis wurde von der IAEA der INES-Stufe 1 (Anomalie) zugeordnet. Der Bericht über das Vorkommnis und den unerwarteten Druckaufbau in der Probe wird vom ENSI bezüglich möglicher Vorkommnisse in Schweizer Kernanlagen geprüft.

2.4 Spannungsrisskorrosion an Mischnähten

Im Jahre 2008 wurden weitere Befunde an Primärkreislauf-Komponenten festgestellt, die auf Spannungsriss-

korrosion an Mischnähten zurückgeführt wurden. Als Mischnähte werden allgemein Verschweissungen von verschiedenen Materialien bezeichnet. Bei den hier betroffenen Schweissnähten handelt es sich um die Verbindungen zwischen den ferritischen, meist innen plattierten Stutzen und den daran angeschlossenen austenitischen Rohren des Kühlkreislaufs.

Im Oktober 2006 wurden bei Ultraschallprüfungen im US-amerikanischen Druckwasserreaktor Wolf Creek im Bundesstaat Kansas Risse an Mischnähten der Primärkreis-Umschliessung entdeckt. Die Bewertung dieser Risse ergab als Ursache Spannungsrisskorrosion an Nähten aus dem Schweissmaterial auf Nickelbasis (Alloy 82/182). Neu war die Beobachtung, dass die Risse eine relativ grosse Ausdehnung in Umfangsrichtung aufwiesen. Als wesentlicher Einflussfaktor für die grosse Schädigung wurden die bereits beim Bau durchgeführten Reparaturschweissungen identifiziert. Für Teile der gefundenen Risse in Wolf Creek wurde berechnet, dass es nach 1.9 bis 2.6 Jahren zu einer Leckage und praktisch gleichzeitig zum Abriss der Leitung kommen würde. Diese Erkenntnis stellt die bisherige Prüfpraxis solcher Schweissnähte in Frage. Die zuständige Aufsichtsbehörde NRC ordnete bis Ende 2008 ein umfangreiches Prüfprogramm an. Bei Rissbefunden sind vorbeugende Instandhaltungsmassnahmen, beispielsweise durch Overlay-Schweissungen, durchzuführen.

Auch in Schweizer Kernanlagen sind solche Mischnähte vorhanden. Auf Grund der neuen Informationen hat das ENSI gegenüber den Anlagen die Anforderungen an die Prüfung dieser Schweissnähte erhöht. Parallel dazu werden bei dem laufenden Forschungsprojekt KORA (Korrosionswachstum in austenitischen Strukturwerkstoffen von Leichtwasserreaktoren), das in Kooperation mit dem Paul Scherrer Institut durchgeführt wird, die neuen Erkenntnisse zur Rissproblematik aufgenommen. Die weiteren Aufsichtsmassnahmen des ENSI hängen von den Prüfergebnissen in den Anlagen und den Forschungsergebnissen ab.

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. So sind die im Kapitel «Regulatorische Sicherheitsforschung» beschriebenen OECD-Forschungsprojekte durch Konsensentscheide im OECD Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) zustande gekommen und werden durch Fachbeiträge zahlreicher Forschungsinstitutionen in den Mitgliedstaaten unterstützt. Auch der Betrieb der internationalen Vorkommissdatenbank IRS (siehe Kapitel 2 über lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen), ein Gemeinschaftsprojekt der Internationalen Atomenergieagentur IAEA und der OECD, ist nur mit international abgestimmten Verfahren und Formaten denkbar.

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 wichtigen internationalen Gremien und Aktivitäten des ENSI im Berichtsjahr kurz zusammengefasst.

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 nuk-

learer Sicherheit zu erreichen und zu erhalten. Mensch 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 Internationalen Atomenergieagentur IAEA in Wien überprüft.

Seit der Inkraftsetzung der CNS fanden 4 Überprüfungs-konferenzen statt, die letzte vom 14. bis 25. April 2008. Die Schweiz hat an dieser Konferenz ihren im Herbst 2007 fristgerecht eingereichten Länderbericht vorgestellt und Fragen dazu beantwortet. Während der Konferenz war sie in einer Ländergruppe zusammen mit Deutschland, Kanada, Bulgarien, Luxemburg, Niederlande, Chile, Uruguay, Kuwait und Sri Lanka. Die Schweiz hat innerhalb ihrer Ländergruppe die meisten Einstufungen als «Good Practice» erhalten. Die an der Überprüfung beteiligten Länder würdigten die umfassende und ausgeglichene Umsetzung der Prinzipien der nuklearen Sicherheit und die integrierte Sicherheitsbewertung der Schweiz. Positiv hervorgehoben wurden zudem die Risikoanalysen der Aufsichtsbehörde und der Betreiber von Kernanlagen, die Einführung von Safety Controllern in zwei Kernkraftwerken, die Betonung der menschlichen Faktoren und die enge Zusammenarbeit mit Nachbarländern in der Notfallplanung.

Die Schweizer Delegation umfasste sieben Mitarbeitende des ENSI und einen Vertreter eines Kernkraftwerks. Sie stellte den stellvertretenden Vorsitzenden der Ländergruppe und hat auch an der (Open End Working Group, OEWG) teilgenommen. Zusammen mit Frankreich und Spanien hat sie Vorschläge für die Verbesserung des Überprüfungs-Prozesses erarbeitet. Diese wurden im Plenum in der zweiten Woche diskutiert. Die vom Plenum aufgenommenen Vorschläge zur Verbesserung des Überprüfungs-Prozesses sind in den Abschlussbericht (President's Report) eingeflossen. Der Beitrag der Schweiz wurde gut aufgenommen und als wertvoll eingestuft.

Mit der Überführung der HSK in die öffentlich-rechtliche Anstalt ENSI erfüllt die Schweiz eine seit Langem hängige Forderung des Übereinkommens nach einer unabhängigen Aufsichtsbehörde.



Die schweizerische Delegation an der 4. CNS-Überprüfungskonferenz in Wien.

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

Das ENSI hat fristgerecht Ende September 2008 den dritten nationalen Statusbericht zum Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Joint Convention) bei der IAEA in Wien eingereicht. Der Bericht legt dar, in welcher Art und in welchem Grad die Schweiz den Verpflichtungen des Übereinkommens nachkommt. Ziel dieses Übereinkommens ist, in den Vertragsstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit bei der Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle zu erreichen und zu erhalten. Anlässlich einer internationalen Tagung vom 11. bis 20. Mai 2009 in Wien wird die Erfüllung des Übereinkommens in den Vertragsstaaten anhand der Länderberichte überprüft werden.

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

Das OSPAR-Übereinkommen wurde 1992 in Paris abgeschlossen und nach den beiden Vorläufer-Verträgen – der OSLO-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – benannt. Das Übereinkommen behandelt die vom Festland ausgehende Meeresverschmutzung. Neben der Schweiz sind Belgien, Deutschland, Dänemark, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Irland, Island, Luxemburg, Norwegen, Niederlande, Portugal, Spanien, Schweden sowie die Europäische Union Vertragspartner. Das ENSI vertritt die Schweiz im Radioactive Substances Committee der OSPAR, das sich mit der Einleitung von radioaktiven Stoffen in die Nordsee und den Nordostatlantik befasst.

Das Ziel der OSPAR im Bereich radioaktiver Stoffe ist es, die künstlich eingetragene Radioaktivität bis zum Jahr 2020 so weit wie möglich zu reduzieren.

Die wichtigste Tätigkeit des Komitees in den Jahren 2007 und 2008 war der Abschluss des Statusberichts über die Umweltradioaktivität im Nordatlantik und die daraus berechnete Dosis. Im Bericht wird auch erwähnt, dass Tritium, Iod-129 und Kohlenstoff-14 noch nicht im Konsens beurteilt werden. Dargestellt sind Messergebnisse von Tritium, Technetium, Cäsium-137, Plutonium und von Nukliden der natürlichen Aktiniden-Zerfallsreihen in Wasser, Fisch und sonstigen Meerestieren. Die Dosis durch Cs-137, Tc-99 sowie Pu-239 und -240 beim Konsum von Meerestieren wird in der Grössenordnung von 1 bis 10 mikroSv/a angegeben. Die Dosis durch Tritium liegt bei rund 0.01 mikroSv/a. Zum Vergleich: Die Dosis durch das natürlich vorkommende Po-210 wird mit 1 milliSv/a angegeben. Der Median der radioaktiven Abgaben aus den Leichtwasserreaktoren im Gebiet der OSPAR lag im Jahre 2006 bei 1 GBq/a pro Standort, mit einem Trend hin zu tieferen Werten.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kerntechnik. Sie wurde 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 145 Mitgliedstaaten. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit, die Sicherung und Überwachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Weiter fördert die IAEA die Forschung und Technik für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, Nahrungsmittelsicherheit, Landwirtschaft und Umweltüberwachung. Die Schweiz ist mit Walter Steinmann, Chef des Bundesamtes für Energie, im Gouverneursrat (Aufsichtsrat) der IAEA vertreten. Das ENSI beteiligt sich durch Vertretungen in Kommissionen und Arbeitsgruppen intensiv an der Entwicklung der IAEA Safety Standards in allen Bereichen der nuklearen Sicherheit. Diese geben den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik wieder und sind eine wichtige Basis für nationale kerntechnische Regelwerke.

3.2.1.1 IAEA Safety Standards

Das Sicherheitsniveau der Kernanlagen soll weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Das international

geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards definiert. Die Safety Standards werden ständig dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Zurzeit wird das gesamte IAEA-Regelwerk umfassend überarbeitet und ergänzt.

Die Safety Standards umfassen alle sicherheitsrelevanten Themenbereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports radioaktiver Stoffe und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie gliedern sich in drei Stufen:

- In den Fundamental Safety Principles¹ wird als übergeordnetes Sicherheitsziel «*der Schutz von Mensch und Umwelt vor schädlichen Effekten durch ionisierende Strahlung*» definiert. Zur Umsetzung dieses Sicherheitsziels hat die IAEA zehn Grundprinzipien festgelegt.
- Die Safety Requirements konkretisieren die Grundprinzipien und legen konkrete 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 vor zur Einhaltung der Safety Requirements. 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 werden, oder es sollte eine gleichwertig 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 themenspezifischen Anforderungen (Safety Requirements) und Ausführungsbestimmungen (Safety Guides) erarbeiten: Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC, Standards zur Reaktorsicherheit), Radiation Safety Standards Committee (RASSC, Standards im Bereich des Strahlenschutzes), Waste Safety Standards Committee (WASSC, Standards für den Umgang mit radioaktiven Abfällen) und Transport Safety Standards Committee (TRANSSC, Standards im Bereich 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 Veröffent-

lichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat das ENSI nochmals die Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen. Im Jahr 2008 wurden folgende Safety Standards veröffentlicht:

- GS-G-3.2 The Management System for Technical Services in Radiation Safety
- GS-G-3.3 The Management System for the Processing, Handling and Storage of Radioactive Waste
- GS-G-3.4 The Management System for the Disposal of Radioactive Waste
- NS-G-2.14 Conduct of Operations at Nuclear Power Plants
- NS-G-4.3 Core Management and Fuel Handling for Research Reactors
- NS-G-4.4 Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Research Reactors
- NS-G-4.5 The Operating Organization and the Recruitment, Training and Qualification of Personnel for Research Reactors
- NS-R-5 Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities
- TS-G-1.1 (Rev.1) Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material
- TS-G-1.4 The Management System for the Safe Transport of Radioactive Material

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

3.2.1.2 Integrated Regulatory Review Services (IRRS)

Die IAEA überprüft auf Anfrage eines Landes die Arbeit der nuklearen Aufsichtsbehörden durch ein internationales Expertenteam. Dieser Service dient dazu, die Aufsichtsbehörde zu stärken, Verbesserungsmöglichkeiten zu identifizieren und die Qualität der Arbeit der Aufsichtsbehörden weltweit zu harmonisieren. Auf Grund der Beobachtungen und der Gespräche mit den Behörden verfasst das Expertenteam einen Bericht, in dem es seine Beobachtungen festhält, auf Verbesserungsmöglichkeiten sowie auch auf gute Praxis hinweist. Zwei bis drei Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Folgemission überprüft, inwieweit die Behörde die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.

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

Die Schweiz wurde als erste westliche Aufsichtsbehörde bereits 1998 überprüft und hat bei der IAEA eine weitere IRRS-Mission für das Jahr 2011 oder 2012 beantragt. Die Anregungen aus der Überprüfung von 1998 haben massgeblich dazu beigetragen, dass das ENSI heute nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet.

Experten des ENSI beteiligen sich auch an IRRS-Missionen in anderen Ländern: ENSI-Direktor Ulrich Schmocker leitete Anfang 2008 die IRRS-Mission zur spanischen Aufsichtsbehörde CSN. Im November präsentierte er die Ergebnisse im Rahmen eines von der IAEA und der CSN organisierten zweitägigen Workshops. Anschliessend wurden die Ergebnisse an einem eintägigen Seminar und an einer Pressekonferenz der spanischen Öffentlichkeit vorgestellt. An diesem Seminar unterstrich der IAEA-Generaldirektor Mohammed ElBaradei die Wichtigkeit des IRRS für die Sicherheitsaufsicht und die Sicherheit von Kernanlagen allgemein. Peter Flury, Chef der ENSI-Abteilung Reaktorsicherheit, war Mitglied der Expertengruppe einer IRRS-Mission nach Deutschland, die im September des Berichtsjahres durchgeführt wurde.

ENSI-Mitarbeiter werden auch in Zukunft an IRRS-Missionen teilnehmen. Die Erfahrungen zeigen, dass durch die Teilnahme an IRRS-Missionen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht des ENSI gewonnen werden können. Der Anstoss für die Einführung von Werksinspektoren resultierte beispielsweise aus der Teilnahme an der IRRS-Mission in England.

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. Sie unterstützt ihre 28 Mitgliedstaaten 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 spezielle Gruppen, die ad hoc zur



Pressekonferenz zu den Ergebnissen der IRRS-Mission in Spanien. Von links: IAEA-Generaldirektor Mohammed ElBaradei, Carmen Martinez Ten, Vorsitzende der spanischen Aufsichtsbehörde CSN, und ENSI-Direktor Ulrich Schmocker.

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).

3.2.2.1 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:

- die Working Group on Operating Experience (WGOE);
- die Working Group on Inspection Practices (WGIP);
- die Working Group on Public Communication (WGPC);
- die 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 als auch in allen vier Arbeitsgruppen vertreten.

Die WGOE hat das Ziel, die nukleare Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen insbesondere im Zusammenhang mit Vorkommnissen in Kernanlagen zu verbessern. Dazu betreibt die NEA zusammen mit der IAEA eine Vorkommnis-Datenbank, das Incident Reporting System (IRS). Das Mandat der Arbeitsgruppe wurde im Berichtsjahr auf Verlangen des CNRA erweitert. Speziell soll der Fokus auf die Analyse und die sicherheitstechnische Bedeutung der Vorkommnisse aus behördlicher Sicht gelegt werden. Für das ENSI ist die WGOE eine wichtige Quelle für Informationen zu Vorkommnissen und daraus abgeleitete Lehren.

Die WGIP befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit aktueller 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 standen die Themen Ausbildung und Qualifikation von Inspektoren sowie Integration von Inspektionsresultaten im Zentrum. Ein Vergleich der Inspektorenausbildung des ENSI mit

den im Workshop erarbeiteten Empfehlungen zeigte, dass das ENSI im internationalen Vergleich auf gutem Weg ist. Beim Thema Integration von Inspektionsresultaten wurde auch die Sicherheitsbewertung des ENSI diskutiert. Hier stellte sich heraus, dass die Inspektionsauswertung in anderen Ländern (Schweden, Finnland, Grossbritannien, Spanien und Deutschland) weniger systematisch und formalisiert ist. Viele Länder messen der Erfahrung der Werksinspektoren grosse Bedeutung zu.

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 insbesondere mit dem Kommunikationsverhalten der Behörden in Notfallsituationen und Krisenlagen sowie mit dem Informationsaustausch über die Landesgrenzen hinweg. Ein Schwerpunkt des Jahrestreffens 2008 war das Thema der Richtigstellung von Falschinformation in den Medien. Dabei wurde festgestellt, dass die Vor- und Nachteile von Richtigstellung von oder Reaktion auf eine Falschinformation jeweils fallweise abgewogen und die lokalen, regionalen oder staatlichen Besonderheiten berücksichtigt werden müssen. Die Behörden sollen nur reagieren, wenn sie tatsächlich betroffen sind und die Informations- und Themenführerschaft haben. Einmal mehr wurde auch bestätigt, dass das E-Mail-Netzwerk innerhalb der WGPC von grossem Nutzen für den Informationsaustausch der Mitgliedsländer ist.

Im Berichtsjahr ins Leben gerufen wurde die CNRA Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR), in der das ENSI ebenfalls vertreten ist. An den ersten zwei Treffen informierten die WGRNR-Mitglieder über ihre Programme, die Bewilligungsverfahren und die bisher gemachten Erfahrungen beim Bau neuer Kernkraftwerke. Ein weiteres Thema war die Zusammenarbeit mit anderen NEA-Gremien, die sich mit dem Thema Neubau von Kernkraftwerken befassen sowie mit dem Multinational Design Evaluation Programme (MDEP), deren Mitglieder sich mit konkreten Auslegungsspezifikationen von Komponenten und Systemen auseinandersetzen und deren Sekretariat die NEA führt. Ein Diskussionsschwerpunkt des Berichtsjahres war die Erstellung einer Construction Experience Database (CED), in der Erfahrungen aus der Bauphase zentral erfasst werden sollen. Frankreich und Finnland erklärten sich bereit, in der jetzigen Phase als Hauptlieferanten für Beiträge an die CED zu dienen, und die USA erarbeiten einen Vorschlag für die Struktur.

3.2.2.2 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das CSNI bearbeitet Fragen im Zusammenhang mit sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung, des Baus und des Betriebs von Kernanlagen, mit dem Ziel, 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 und bespricht laufende und beschliesst neue Projekte. Das umfangreiche Arbeitsprogramm bestreiten folgende sechs 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. Das ENSI ist im Komitee und in allen Arbeitsgruppen ausser der WGFCSS vertreten.

Die IAGE befasst sich mit der Integrität von mechanischen Komponenten, der Alterung und Integrität von Betonstrukturen und der Erdbebensicherheit von Kernanlagen. Von der Arbeitsgruppe wird weiterhin das Projekt Probabilistic Structural Integrity of a PWR Reactor Pressure Vessel organisiert und unterstützt, das sich mit der strahlungsbedingten Versprödung des Reaktor-druckbehälters befasst. Im Bereich Erdbebensicherheit wurde ein Bericht herausgegeben, der die Unterschiede zwischen nuklearen und konventionellen seismischen Standards beleuchtet. Im Weiteren organisierte die CSNI im April des Berichtsjahres einen Workshop zu probabilistischen Erdbebengefährdungsanalyse (Probabilistic Seismic Hazard Analysis PSHA), an dem das ENSI die im Sommer 2007 publizierte PEGASOS-Studie vorstellte. Die Workshop-Teilnehmer beurteilten PEGASOS als die nach wie vor weltweit umfassendste PSHA für spezifische Kernkraftwerks-Standorte.

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Re-

aktorkerns, dem Verhalten und Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundlage für die WGAMA sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln und zu verbessern. Neben dem wissenschaftlichen Erkenntnisgewinn steht für die ENSI-Vertretung in der WGAMA 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 erarbeiten derzeit Standards zur Qualität der PSA. Am WGRISK-Jahrestreffen wurde einmal mehr die Bedeutung der menschlichen Zuverlässigkeitsanalyse hervorgehoben und festgestellt, dass international zu diesem Thema viele Aktivitäten laufen. Dazu gehört auch die Forschung im Rahmen des OECD Halden Reactor Project (siehe weiter unten). Ein weiterer Schwerpunkt sind probabilistische Methoden zur Bewertung digitaler Systeme, eingeschlossen die dazugehörige Software. Für die PSA von Bedeutung sind schliesslich die verschiedenen Datenbanken der OECD, in denen Versagenshäufigkeiten von Rohrleitungen, Eintretenshäufigkeiten von Brandereignissen etc. erfasst werden.

Die WGHOFF 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. Die WGHOFF veröffentlichte im Berichtsjahr Technical Opinion Papers zum Thema menschliche und organisatorische Faktoren bei der Instandhaltung und bei Anlagenänderungen. In der Diskussion über die zukünftige Ausrichtung der Arbeitsgruppe zeigte sich, dass neben der Sicherheitskultur das Human Factors Engineering – dazu gehört z.B. die Gestaltung von Kommandoräumen in Kernkraftwerken – ein Themenschwerpunkt sein soll.

Das ENSI organisierte im September 2008 das Jahrestreffen der WGFS, die zum ersten Mal in der Schweiz tagte. Die Arbeitsgruppe befasst sich mit dem Verhalten von Kernbrennstoffen unter Störfallbedingungen. Sie stützt ihre Ergebnisse wesentlich auf die Versuche des Halden Reactor Project (siehe weiter unten) ab. Im Berichtsjahr hat die WGFS State-of-the-Art



Wolfgang Wiesenack, Leiter des Halden Reactor Project, präsentiert am WGFS-Treffen im Schloss Böttstein Resultate aus dem Bereich Brennstoff- und Materialverhalten.

Reports zu Kühlmittelverlust- und zu Reaktivitätsstörfällen fertig gestellt, die nach Genehmigung durch das CSNI publiziert werden. Im Weiteren hat sie die Durchführung eines Workshops zum Thema Reaktivitätsstörfälle aufgegleist, der im September 2009 im Anschluss an die «Top-Fuel»-Konferenz in Paris stattfinden wird.

3.2.2.3 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 ist zudem ein Forum für den Austausch von Information und Erfahrungen im Strahlenschutz zwischen den Aufsichtsbehörden. Es unterstützt die Umsetzung bewährter Aufsichtsmethoden bei den unterschiedlichsten Strahlenanwendungen und bei Situationen mit signifikanter Strahlenexposition. 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). An der Jahrestagung der CRPPH vom Mai 2008 standen neben der Berichterstattung der Expertengruppen auch die Verfahren zur Bewilligung neuer Kernkraftwerke und der Stand der Forschung über die Wirkung kleiner Strahlendosen im Zentrum. Die WPNEM befasste sich an ihrem Treffen vom Dezember 2008 mit Gegenmassnahmen im Bereich Landwirtschaft und Lebensmittel, mit Konsequenzen aus radiologischen Ereignissen sowie mit den Vorkommnissen am belgischen Institute for Radioelements und in der französischen Kernanlage Tricastin, die sich im Berichtsjahr ereigneten (vgl. Kap. 2).

3.2.2.4 Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC unterstützt die Mitgliedstaaten bei Fragen im Zusammenhang mit der Handhabung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht dabei die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle und abgebrannter Brennelemente.

Die Aktivitäten der RWMC-Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC)» umfassten im Berichtsjahr unter anderem die Schlusspublikationen zu den Projekten AMIGO (Program Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case) und «Internationale Erfahrung bei der Entwicklung von Sicherheitsnachweisen» sowie zum Thema «Umgang mit langen Zeiträumen». Zwei Pilotstudien zu den Themen «Methodik der Sicherheitsbewertung» und «Vertrauen in die Langzeitsicherheit» wurden aufgegleist. Der IGSC Clay Club (Working Group on the Characterisation, the Understanding and the Performance of Argillaceous Rocks as Repository Host Formations) ist eine internationale Plattform für den Austausch von Erkenntnissen aus den Forschungsarbeiten zu Tongesteinen. Ein Höhepunkt des Berichtsjahres war der Abschluss der CLAYTRAC-Studie, mit der Daten über natürliche Tracer-Elemente analysiert wurden, um das Verständnis für die Transportprozesse von Elementen im Tongestein und die Schlussfolgerungen für die Langzeitsicherheit von Tiefenlagern zu verbessern.

Das ENSI hat im Hauptkomitee, in den genannten Untergruppen sowie im «Forum on Stakeholder Confidence» Einsitz. Das Forum 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. So stellten die französischen Behörden im Rahmen von Anhörungen der Regierung fest, dass sich Greenpeace nicht an Gesprächen beteiligen wollte, um ihre Lobbyarbeit nicht zu gefährden. Im Rahmen eines EU-Workshops wurde deutlich, dass sich die Bevölkerung im Grunde nicht für die langen Zeiträume der Lagerung radioaktiver Abfälle interessiert, sondern eher für kurze Zeiträume von 20 bis 100 Jahren. Auch würden grafische Darstellungen nicht gut verstanden.

An der Tagung des Forums im Juni 2008 wurde auch über die Eurobarometer-Umfrage der EU-Kommission zum Thema Kernenergie und radioaktive Abfälle informiert. Das Ziel dieser Studie ist, die Meinung der Bürgerinnen und Bürger der Europäischen Union über die Kernenergie und besonders über radioaktive Abfälle zu erfassen. Das Bundesamt für Energie hat eine analoge Umfrage in der Schweiz durchgeführt und mit einer Medienmitteilung vom 23. September 2008 veröffentlicht (siehe www.bfe.admin.ch).

3.2.3 OECD Halden Reactor Project

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) ist ein gemeinsames Forschungsprogramm von 130 Wissenschafts-, Behörden- und Industrieorganisationen aus 17 OECD-Staaten und verfügt über ein Jahresbudget von rund 20 Mio Franken. Im Berichtsjahr feierte das HRP sein 50-jähriges Bestehen. Es hat zwei Stossrichtungen: Brennstoff- und Materialverhalten (Fuels & Materials) sowie Mensch-Technologie-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) oder die Nuklearindustrie (z.B. Kernkraftwerk Leibstadt) beteiligen sich ebenfalls an den Experimenten. Die schweizerischen Partnerorganisationen des HRP – ENSI, Paul Scherrer Institut, 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 Paul Scherrer Institut – mit je einem Vertreter – in der Programme Group.

Der Bereich Brennstoff und Materialverhalten stehen zurzeit der Hochabbrand von Brennstoffen in Leichtwasserreaktoren und der Einfluss von Strahlung, Wasserchemie sowie mechanischen und thermischen Belastungen auf die Materialalterung von Kerneinbauten im Vordergrund. Die Resultate fliessen in Sicherheitsanalysen ein und werden für die Entwicklung und Verifizierung von Rechencodes zur Modellierung der untersuchten Phänomene verwendet.

Im Bereich Mensch-Technologie-Organisation (MTO) werden empirische Studien durchgeführt zum Zusammenspiel zwischen Reaktoroperatoren und den ihnen in den Kontrollräumen zur Verfügung stehenden Kontrollanzeigen und Steuerpulten. 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.

Im Folgenden werden die für die Schweiz besonders interessanten Arbeiten des HRP im Berichtsjahr kurz beleuchtet.

3.2.3.1 Halden Board of Management

Schwerpunkte der zwei Treffen vom Juni in Halden und Dezember in Lyon waren die Berichterstattung über die laufenden Experimente im Versuchsreaktor sowie im Man-Machine Laboratory und Virtual Reality Center im norwegischen Halden, zudem die Erneuerung des Vertrags für die Fortführung des Programms in der Periode 2009–2011. Die Betriebsbewilligung des 1959 in Betrieb genommenen Halden-Versuchsreaktors wurde von der norwegischen Regierung um sechs Jahre verlängert. Wolfgang Wiesenack, der fast zehn Jahre als Gesamtprojektleiter amtierte, trat Ende 2008 zurück. Zu seinem Nachfolger wählte der Aufsichtsrat den bisherigen stellvertretenden Gesamtprojektleiter und Leiter des Sektors

Mensch-Technologie-Organisation, Fridtjov Owre. Margaret McGrath übernahm von Wolfgang Wiesenack die Leitung des Sektors Brennstoff- und Materialverhalten. Im Zusammenhang mit der Erneuerung des Vertrags für die kommende Dreijahresperiode gab die 15-prozentige Kostensteigerung Anlass zur Diskussion. Die meisten Vertragsstaaten sind über Konsortien aus Behörden- und Industrieorganisationen ins HRP eingebunden. Verschiedene Vertreter dieser Staaten im Aufsichtsrat hatten wiederholt geäußert, dass es angesichts der geplanten Kostensteigerung schwierig ist, ihre Konsortialpartner für die Vertragserneuerung zu motivieren. Dennoch konnten alle Aufsichtsräte den Vertrag entweder unterzeichnen oder zumindest bestätigen, dass die Unterzeichnung in Kürze möglich sein wird. Die schweizerische Situation ist insofern einfacher, als das ENSI allein über den Beitrag im Rahmen seines Forschungsbudgets entscheidet. Die ENSI-Geschäftsleitung stimmte bereits im Frühling 2008 der Vertragserneuerung mit zugehörigem Budget zu. Die Schweiz leistet für die Dreijahresperiode 2009–2011 einen Beitrag von insgesamt rund 1,8 Mio Franken.



Im Januar 2008 besuchte die Halden-Projektleitung die Schweiz, um das Programm 2009–2011 zu diskutieren.

3.2.3.2 Bereich Brennstoff- und Materialverhalten

Die Untersuchungen, die von der Programmgruppe Brennstoff- und Materialverhalten begleitet werden, zielen auf die Messung von Kenngrößen der keramischen Brennstoffe bei hohem Abbrand und unter Störfallbedingungen ab. Bei den Brennstoffen handelt es sich vorab um Uranoxide mit und ohne Zusatzstoffe wie Plutoniumoxid, Gadoliniumoxid, Chromoxid, Siliziumoxid, Aluminiumoxid oder Kombinationen verschiedener Zusatzstoffe. In vergleichenden Bestrahlungen wird das Betriebsverhalten von Hüllrohrmaterialien bezüglich Korrosion und Aufbau von «Crud» untersucht. Die verschiedenen Bestrahlungstests liefern einzigartige Daten für die Validierung der Modelle zum thermomechanischen Verhalten von Brennstoff und Hüllrohren, die in den Auslegungs- und Modellierungsprogrammen von Brennstoffherstellern und Forschungslaboratorien wie dem Paul Scherrer Institut benutzt werden.

Die Testeinrichtung für Versuche unter Kühlmittelverlust-Störfallbedingungen mit Hochabbrandbrennstoffen aus kommerziellen Reaktoren wurde erneut qualifiziert, nachdem eine Reihe von Tests bei 800 °C und 1050 °C durchgeführt worden waren. Ein erster Versuch mit einem Brennstoffsegment aus einem Siedewasserreaktor (Kernkraftwerk Leibstadt) wurde ausgeführt und ergab eine gute Übereinstimmung mit der modellierten Voraussage des Paul Scherrer Instituts. Die erhaltenen Resultate geben jedoch noch kein ausreichendes Bild und sollen weitergeführt werden. Von besonderem Interesse ist das Experiment mit Zusatzstoffhaltigen Uranoxidbrennstoffen bei hoher linearer Stabilität. Die Nachbestrahlungs-Untersuchungen sind im Gang. Ein weiteres Experiment zur Spaltgas-Freisetzung wurde ausgelegt und soll im Jahr 2009 im Halden-Reaktor durchgeführt werden. Das Inertmatrix-/MOX-Experiment, für welches das Paul Scherrer Institut den Brennstoff produziert hatte, wurde ausgebaut und zur Nachbestrahlungs-Untersuchung in die Heissen Zellen gebracht. Ausgewählte Proben sollen mit speziellen analytischen Methoden am Paul Scherrer Institut charakterisiert werden. Bei einem weiteren Experiment mit einem Siedewasserreaktor-Brennstab mit hohem Abbrand wurde der Brennstab-Innendruck stufenweise erhöht. Die dabei beobachtete Aufweitung des Hüllrohrs und Ausdehnung des Brennstoffs lässt sich nicht anhand von Kenndaten erklären, die in früheren Versuchen mit Druckwasserreaktor-Brennstoff ermittelt wurden. Der Versuch wird weitergeführt.

Ausgelegt wurde im Berichtsjahr auch ein vergleichender Versuch zum Verhalten von kommerziellen Druckwasserreaktor-Hüllrohren unter hohen Lithium-Konzentrationen. Die Versuchsstäbe wurden in den Halden-Reaktor eingesetzt. Weitere Themen, zu denen neue Experimente vorbereitet wurden, sind Untersuchungen zum Brennstoffkriechen und Hüllrohrkriechen.

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

Insgesamt besteht im Bereich Brennstoff- und Materialverhalten eine intensive Zusammenarbeit zwischen dem HRP und den schweizerischen Partnern. Untersuchungen von Proben und Modellierungen, die am Paul Scherrer Institut vorgenommen werden, fließen teilweise als Sachleistung in den Unterstützungsbeitrag der Schweiz für das HRP ein.

3.2.3.3 Bereich Mensch-Technik-Organisation

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

Elektronische Visualisierungs-Instrumente, die mit virtueller Realität arbeiten, haben sich als viel versprechend für die Planung und Schulung herausgestellt. Aufgaben können in der virtuellen Umgebung geplant und geübt werden. Dadurch erhält man Hinweise bezüglich Durchführbarkeit, allfälligen Hindernissen und Reduktion der Strahlenexposition. Im Rahmen des HRP wurden hierfür nötige Software-Applikationen weiterentwickelt. Zudem wurden elektronische Handgeräte, die auf dem Halden ProcSee Display System basieren, in der Halden-Reaktoranlage getestet: Solche Handgeräte können einen Anlagenoperator unterstützen, indem er jederzeit dort, wo er gerade tätig ist, aktuelle Betriebs- und Anlagendaten abrufen kann.

Das HRP spielt eine wichtige Rolle bei der Bewertung von Methoden für die Analyse von menschlichen Versagenswahrscheinlichkeiten und den Auslösern für menschliches Versagen (Human Reliability Analysis HRA). Halden führte Versuche mit Operateurguppen 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. Kernkraftwerks-Betreiber, Methodenentwickler, Nuklearforschungs-Institute und Aufsichtsbehörden nehmen daran teil. Dabei werden die Vorhersagen der HRA-Methoden zum Einfluss von HSI, Organisation und Prozessen auf die menschliche Versagenswahrscheinlichkeit mit den Referenzdaten verglichen. Die Studie soll im Jahr 2009 abgeschlossen werden.

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

3.3 Behördenorganisationen

3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Chefs 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. Im Berichtsjahr wurde beschlossen, auch Nicht-Kernen-

ergiestaaten 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 die 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 Sicherheit zu schwächen. Die SRL sollen den besten Stand der Praxis zur Sicherheit reflektieren. Beide Arbeitsgruppen verfolgen auch die Implementierung und Umsetzung der SRL in den Mitgliedstaaten. Die RHWG arbeitete im Berichtsjahr im Weiteren an einer Pilotstudie zu den Sicherheitsanforderungen für neue Reaktoren, während die WGWD, deren Vorsitz durch Stefan Theis vom ENSI wahrgenommen wird, die Erarbeitung von Standards für die Sicherheit von Endlagern an die Hand nahm.

3.3.1.1 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. Auf Antrag der Schweiz wurde ihr ein Beobachterstatus gewährt, den das ENSI seit Anfang 2008 wahrnimmt.

Die Aufgaben der ENSREG umfassen ähnliche Themen wie diejenigen der WENRA-Gruppe:

- Harmonisierung der Anforderungen an die nukleare Sicherheit;
- Harmonisierung der Anforderungen an die Entsorgung radioaktiver Abfälle und die Lagerung abgebrannter Brennelemente;
- Harmonisierung der Vorgaben zur Finanzierung des Rückbaus nuklearer Anlagen und der Entsorgung radioaktiver Abfälle.

Die EU hat der Gruppe den Auftrag erteilt, bis Mitte 2009 einen Bericht über ihre Tätigkeit abzuliefern und einen Vorschlag für eine so genannte EU-Directive auszuarbeiten. Die Frage, ob verbindliche «EU-Directives» sinnvoll sind, wird in der Gruppe kontrovers diskutiert. Einige Länder befürworten verbindliche «Directives» auf einer eher grundsätzlichen, übergeordneten Ebene (ähnlich den Safety Fundamentals der IAEA). Aus Sicht der Schweiz wäre es eher positiv, wenn auf EU-Ebene grundsätzliche Anforderungen an die nukleare Sicherheit festgeschrieben würden. Solche grundsätzlichen Anforderungen sind heute bereits in der CNS (siehe Kap. 3.1.1) festgehalten, und die Mitglieder der CNS haben sich verpflichtet, diese einzuhalten.

Die EU hat von sich aus Ende 2008 einen Vorschlag für EU-Directives ausgearbeitet, der nun in der ENSREG diskutiert wird. Es zeichnet sich ab, dass demnächst verbindliche EU-Directives im Bereich der Kernenergie erlassen werden.

Auch wenn die Schweiz in der Gruppe nur einen Beobachterstatus hat, kann sie zumindest an den Diskussionen teilnehmen. Werden EU-Directives in Kraft gesetzt, dürften diese auch für die Schweiz einen praktisch verbindlichen Charakter haben, auch wenn sie formal-juristisch natürlich nicht bindend sein können.

3.3.2 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa

Die Schweiz ist Mitglied der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) und unterstützt osteuropäische Staaten im Bereich der nuklearen Sicherheit. Das Staatssekretariat für Wirtschaft (SECO) vertritt die Schweiz bei den durch die EBRD verwalteten Nuklearfonds zur Stilllegung von Kernkraftwerken, zur Behandlung radioaktiver Abfälle beim Kernkraftwerk Tschernobyl (Nuclear Safety Account) und zum Bau einer neuen Schutzhülle (New Safe Confinement) um den zerstörten Block 4 von Tschernobyl (Chernobyl Shelter Funds). 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 begleitete ein ENSI-Vertreter das SECO bei einer Besichtigung von Tschernobyl sowie einem Treffen der Beitragsgruppe (Assembly of Contributors Meeting).

Eine der grossen Herausforderungen ist der so genannte Shelter Implementation Plan für das Kernkraftwerk Tschernobyl. Dieser umfasst verschiedene Ziele, die teil-



Blick auf den zerstörten Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl.



Ein Teil der schweizerischen Delegation am CFS-Jahrestreffen in Avignon.

weise bereits umgesetzt wurden. Die unmittelbar nach dem Unfall von 1986 erstellte temporäre Schutzhülle um den Block 4, der so genannte Sarkophag, musste zunächst abgestützt und renoviert werden. Durch den witterungsbedingten Zerfall bestand die Gefahr eines Einsturzes und einer damit verbundenen Freisetzung von Radioaktivität. Hierfür und für die zukünftigen Aufgaben wurden neue Infrastrukturen für die Konstruktionsarbeiten und -arbeiter errichtet, ein radiologisches Überwachungssystem aufgebaut sowie ein Notfallplan ausgearbeitet. Damit sollen die radiologischen Risiken für die Arbeiter minimiert werden. Die Infrastruktur ist nun so weit aufgebaut, dass mit der Erstellung des New Safe Confinement begonnen werden kann. Diese 260 m lange und 105 m hohe Stahlkonstruktion wird abseits vom Reaktor gebaut und danach auf Schienen über die Anlage geschoben. Der Bau soll zwischen 48 und 52 Monate dauern und 2012 fertig gestellt werden. Dadurch wird ein kontrollierter Rückbau des Reaktors und der jetzigen Schutzhülle ermöglicht. Das New Safe Confinement soll hundert Jahre Bestand haben. Das gesamte Projekt kostet nach heutiger Schätzung rund 1,4 Milliarden Euro.

3.3.3 International Electrotechnical Commission

Das ENSI ist in der Normenorganisation der International Electrotechnical Commission (IEC) vertreten und beteiligt sich im IEC-Komitee TK 45 (Nuclear Instrumentation) an der Erarbeitung von Standards und technischen Berichten. Die vom TK 45 erstellten IEC-Standards sind von grosser Bedeutung für die Begutachtung leitetechnischer Systeme in den schweizerischen Kernkraftwerken und werden entsprechend in den Richtlinien des ENSI berücksichtigt. Die IEC-Standards, die in relativ kurzen Ab-

ständen 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 ins Leben gerufen. Dies geschah auf Basis eines Abkommens zwischen der Schweiz und Frankreich über den Informationsaustausch bei Zwischenfällen und Unfällen, die radiologische Auswirkungen haben können. Die Mitglieder der Kommission sind auf französischer Seite Vertreter der Aufsichtsbehörde ASN und auf schweizerischer Seite Vertreter 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. Am 3. und 4. Juli 2008 fand im französischen Avignon die 19. Jahrestagung der CFS statt. Sie stand unter dem gemeinsamen Vorsitz André-Claude Lacoste, dem Präsidenten der französischen Behörde für nukleare Sicherheit (ASN), und ENSI-Direktor Ulrich Schmocker. Die Delegationen erörterten die neusten Entwicklungen in den Bereichen des Strahlenschutzes und der Sicherheit von Kernanlagen und diskutierten Fragen zur Aufsichtstätigkeit. Die schweizerische Delegation orientierte die CFS über die Fortschritte bei der Überführung der HSK in das ENSI. Ein Themenschwerpunkt der Tagung war das Qualitätsmanagement. Zum Thema Strahlenschutz im Medizinalbereich stellte die ASN ihre «Echelle expérimentale» vor, mit der Ereignis-



Die CFS beim Besuch der ATALANTE-Forschungslabors in Marcoule.

nisse bei medizinischen Behandlungen und Radiotherapien klassiert werden. Die ASN hat die auf der INES-Skala beruhende Ereignisskala zusammen mit der französischen Gesellschaft für onkologische Strahlentherapie (SFRO) entwickelt. Das Bundesamt für Gesundheit (BAG) erläuterte die neue Organisation im BAG und die Änderungen der Strahlenschutzverordnung. Es informierte die CFS ausserdem über das gemeinsame französisch-schweizerische Vorgehen bei der Überwachung des CERN, die Einführung einer gesetzlichen Grundlage für die Schaffung einer Radon-Datenbank und den Beginn einer epidemiologischen Studie über Krebserkrankungen von Kindern im Umkreis von Kernkraftwerken (Childhood Cancer and Nuclear Power Plants in Switzerland CANUPIS).

Das ENSI präsentierte die Jahresbilanz 2007 über die Abgaben radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken in die Umgebung und über die Dosiswerte des Personals. Beim Thema Reaktorsicherheit stand das systematische Sicherheitsbewertungssystem des ENSI und auf dem Gebiet der nuklearen Entsorgung der Sachplan geologische Tiefenlager im Zentrum der Diskussion. Das ENSI berichtete im Weiteren über die gemeinsamen Inspektionen in schweizerischen und französischen Kernanlagen, an denen jeweils Vertreter des anderen Landes teilnahmen. Thematisiert wurde ebenfalls der Vorstoss des Kantons Basel-Stadt zur Erdbebengefahr für das französische Kernkraftwerk Fessenheim. Es wurde beschlossen, 2009 ein öffentliches Seminar durchzuführen, das die neuen Erkenntnisse in dieser Sache berücksichtigt.

Im Rahmen des Treffens besuchten die Mitglieder der CFS am Standort Marcoule die ATALANTE-Labors. Es handelt sich dabei um Einrichtungen der französischen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für Systeme mit geschlossenem Brennstoffkreislauf. Besucht wurde der am gleichen Standort in Betrieb stehende schnelle Brutreaktor Phénix, der allerdings 2009 stillgelegt werden soll.

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 Deutschlands 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 DSK führte am 15. und 16. Oktober 2008 in Zürich ihre 26. Hauptsitzung unter der gemeinsamen Leitung von ENSI-Direktor Ulrich Schmocker und Dieter Majer, Ministerialdirigent im deutschen Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), durch.

Die Schweiz orientierte über die Überführung der HSK ins ENSI, das Verfahren für den allfälligen Neubau von Kernkraftwerken sowie die vorbereitenden Arbeiten des ENSI hierzu. Deutschland informierte über den



Das DSK-Jahrestreffen 2008 fand auf dem Zürcher Uetliberg statt. Von links: Werner Zeller (BAG), Ulrich Schmockler (ENSI) und Dieter Majer (BMU).

Stand des neuen nachgesetzlichen Regelwerkes und über die im September 2008 durchgeführte IRRS-Mission der IAEA. Dabei wurde überprüft, inwieweit das deutsche Aufsichtskonzept den IAEA-Vorgaben entspricht. Ein Schwerpunktsthema der DSK-Hauptsitzung war die gegenseitige Orientierung über die betriebliche Sicherheit der Kernkraftwerke. Dabei wurde über die Vorkommnisse in den Anlagen Krümmel (Spannungsrisskorrosion in Armaturen), Unterweser (Befunde an Dampferzeuger-Heizrohren) und Beznau (kombinierte Nichtverfügbarkeit mehrerer Komponenten der Notstromversorgung) berichtet.

Die vier Arbeitsgruppen der DSK informierten über ihre Aktivitäten in den Bereichen Anlagensicherheit, Notfallschutz, Strahlenschutz und Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie berichteten unter anderem über einen Vergleich von Sicherheitsanforderungen und die länderübergreifenden Informationskanäle bei Vorkommnissen in grenznahen Anlagen. Ausführlich wurde über den Stand des Sachplanverfahrens für geologische Tiefenlager in der Schweiz und die Mitwirkungsmöglichkeiten Deutschlands, des Landes Baden-Württemberg und der grenznahen deutschen Regionen informiert.

3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich haben am 19. März 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Informationen

aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes geschlossen. Im Rahmen des achten bilateralen Nuklearexpertentreffens in Bad Zurzach wurden Informationen zu den Themen Rechtsvorschriften und Behördenorganisation, Strahlenüberwachung, Notfallplanung, Informationsfluss bei Störfällen, Kernenergieprogramme und organisatorischen Fragen der Zusammenarbeit ausgetauscht. Das ENSI informierte zudem über die Umsetzung der Safety Reference Levels der WENRA und über Entwicklungen im Bereich der Erdbebenanforderungen. Die österreichische Delegation war insbesondere an den Themen neue Kernkraftwerke, geologische Tiefenlagerung, WENRA und Erdbebenstudie PEGASOS interessiert. Die Delegationen benutzten die Möglichkeit, das Kernkraftwerk Beznau zu besichtigen.

3.4.4 Zusammenarbeit zwischen NRC und ENSI

Im Rahmen eines Treffens vom 10. März 2008 in Washington wurde die Erneuerung einer Vereinbarung über die gemeinsame Reaktorsicherheitsforschung im Bereich schwere Unfälle besprochen. Das entsprechende Abkommen (Implementing Agreement between the United States Nuclear Regulatory Commission and the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate related to Participation in the USNRC Program of Severe Accident Research) trat am 1. Juli 2008 in Kraft und ist für 5 Jahre gültig. Es bildet die Grundlage für die Teilnahme des ENSI am NRC-Programm für schwere Unfälle (Coopera-

tive Severe Accident Research Program). Das ENSI wird sich dabei insbesondere an Untersuchungen zu unfallbedingtem schweren Brennstoffschäden, Freisetzung von Spaltprodukten sowie Verhalten des Sicherheitsbehälters von Kernkraftwerken beteiligen.

NRC-Commissioner Peter Lyons besuchte am 17. September 2008 das ENSI, das Kernkraftwerk Beznau und das Zentrale Zwischenlager Würenlingen. Lyons legte auf eindrückliche Weise dar, welche Herausforderungen der Betrieb der bestehenden und der Bau neuer Kernkraftwerke an Behörden und Energieversorgungsunternehmen stellen. Die Nuklearbranche ist in den USA überaltert. Ein Drittel der Arbeitnehmer in den Kernkraftwerken werden in den nächsten fünf bis zehn Jahren pensioniert. Bis 2011 werden 90 000 Stellen zu besetzen sein, allein um den Betrieb der laufenden 104 Kernkraftwerke weiterzuführen. Auch die NRC hat im letzten Jahr 200 neue Arbeitsplätze geschaffen, und die Belegschaft soll in dieser Größenordnung weiter wachsen. Die Industrie und die Behörden investieren deshalb verstärkt in Ausbildungsprogramme, von denen alle Beteiligten profitieren. Die NRC arbeitet zudem seit längerer Zeit an einem effizienteren Bewilligungsprozedere. Die wichtigste Änderung besteht in der Zusammenlegung der Bau- und Betriebsbewilligung. Das neue, Part 52 genannte, Verfahren besteht aus den drei Teilprozessen Bauartgenehmigung (Design Certification), Standortbewilligung (Early Site Permit) und kombinierte Bau- und Betriebsbewilligung (Combined License).

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 als Beruf. Er arbeitet vor allem als Informationsdrehscheibe für wissenschaftliche Erkenntnisse, technische Entwicklungen, internationale Empfehlungen, gesetzliche Vorgaben, Strahlenschutz-Kultur, Problemlösungen im Arbeitsalltag, 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, Praktischer Strahlenschutz, Ausbildung und Notfallschutz teil. Dabei wurden die Harmonisierung von Vorgaben und Umsetzungspraktiken vorangetrieben, Erfahrungen aus dem Vollzug ausgetauscht und Stellungnahmen erarbeitet. So stellte der FS fest, dass der Wirkungsmechanismus für die im Rahmen der «KIKK-Studie» des Bundesamtes für Strahlenschutz festgestellte erhöhte Kinderkrebsrate um deutsche Kernkraftwerke unklar ist, die Strahlenexposition als Ursache aber ausgeschlossen werden kann.



Besuch von NRC-Commissioner Peter Lyons (3. v.l.) beim ENSI.

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

4.1 Übergang von der HSK zum ENSI

Am 1. Januar 2009 hat das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) als Aufsichtsbehörde des Bundes für die schweizerischen Kernanlagen abgelöst. Das ENSI übernimmt die Aufgaben und das Personal der HSK. Es ist als öffentlich-rechtliche Anstalt ausgestaltet, die über funktionelle, institutionelle und finanzielle Unabhängigkeit sowie über eine zeitgemässe Führungsstruktur verfügt. Mit der Schaffung einer unabhängigen Sicherheitsbehörde im Kernenergiebereich werden die Vorgaben des Kernenergiegesetzes und des internationalen Übereinkommens über die nukleare Sicherheit umgesetzt. Damit das ENSI seine operative Tätigkeit aufnehmen konnte, waren umfangreiche Vorbereitungsarbeiten nötig. Insbesondere waren die benötigten Ausführungsbestimmungen und Reglemente zu erarbeiten und dem Bundesrat zur vorzulegen.

Am 12. November 2008 machte der Bundesrat mit der Verabschiedung bzw. der Genehmigung der im Folgenden aufgeführten Verordnungen und Reglemente die Bahn für den Neubeginn des ENSI per Anfang 2009 frei.

4.1.1 ENSI-Verordnung

Die bundesrätliche Verordnung über das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSIV, SR 732.21) regelt die Organisation des ENSI. Die ENSIV enthält insbesondere Bestimmungen über den ENSI-Rat, der als vom Bundesrat gewähltes Organ das ENSI beaufsichtigt, den zukünftigen Sitz des ENSI (Brugg), die Qualitätssicherung, die Revisionsstelle, das paritätische Organ des Vorsorgewerks und die Rechnungslegung.

4.1.2 KNS-Verordnung

Mit der Verordnung über die Eidgenössische Kommission für nukleare Sicherheit (VKNS, SR 732.16) regelt der Bundesrat die Stellung, die Tätigkeiten, die Organisation und die Geschäftsführung der KNS. Die KNS ist die

Nachfolgeorganisation der KSA. Sie nimmt zuhanden des Bundesrats, des UVEK und des ENSI Beratungsaufgaben wahr, prüft grundsätzliche Fragen der nuklearen Sicherheit, wirkt bei gesetzgeberischen Arbeiten mit und kann zu Gutachten des ENSI Stellung nehmen.

4.1.3 ENSI-Personalreglement

Als selbstständige Anstalt verfügt das ENSI über ein eigenes Personalreglement, das vom ENSI-Rat verabschiedet und vom Bundesrat genehmigt wird. Das neue Personalreglement (SR 732.221) löst für die Mitarbeitenden des ENSI das Bundespersonalgesetz (BPG, SR 172.220.1) ab. Soweit das ENSI-Personalreglement nichts anderes bestimmt, gilt ergänzend das Obligationenrecht als öffentliches Recht des Bundes. Im Hinblick auf die Rekrutierung von gut ausgebildeten Fachleuten hat das ENSI seine Neugründung zum Anlass genommen, noch attraktivere Arbeitsbedingungen zu bieten.

4.1.4 Gebührenverordnung ENSI

Die vom ENSI-Rat im Herbst 2008 verabschiedete Gebührenverordnung (SR 732.222) wurde vom Bundesrat am 12. November 2008 genehmigt. Das ENSI erhebt Gebühren für die Verfügungen und Dienstleistungen, die es im Rahmen seiner Vollzugskompetenz erbringt und für die Aufsicht über die Kernanlagen (Inspektionen, Strahlenmessungen, Fernüberwachung etc.). Hinzu kommen Aufsichtsabgaben, zu denen die Mitwirkung in Kommissionen und internationalen Organisationen und das Verfolgen des Standes von Wissenschaft und Technik gehören.

4.1.5 Weitere rechtliche Änderungen im Zuge der Inkraftsetzung des ENSI-Gesetzes

Das Inkrafttreten der ENSIV hat in verschiedenen Verordnungen zu einer Reihe von Änderungen meist formeller Natur geführt. In der Kernenergieverordnung

kam es jedoch zu einer materiellen Änderung: Die nationale Bewertungsskala bei der Einstufung von Ereignissen und Befunden (Anhang 6 KEV) ist weggefallen. Die Schweiz wird zukünftig nur noch mit der internationalen Bewertungsskala INES der IAEA einstufen. In der INES sind 8 Stufen mit zunehmender Bedeutung von 0 bis 7 festgelegt. Stufe 0 entspricht Ereignissen ohne Sicherheitssignifikanz, Stufe 7 einem schwerwiegenden Unfall. Die parallele Verwendung zweier Bewertungsskalen hatte historische Gründe und ist heute nicht mehr nötig, da die Vorgaben der nationalen Skala durch INES abgedeckt sind. Die nationale Vorkommnis-Bewertungsskala wurde deshalb aufgehoben. Die Kriterien für die Meldung von Vorkommnissen werden in einer neuen Richtlinie geregelt (vgl. 4.4.9).

4.2 Neue Verordnungen

Am 1. Mai 2008 sind zwei neue Verordnungen in Kraft getreten, welche für die Arbeit des ENSI wichtig sind:

4.2.1 Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5)

Das KEG und die KEV sehen keine gesetzliche Laufzeitbeschränkung für bestehende Kernkraftwerke vor. Diese können somit betrieben werden, solange sie sicher sind. Es genügt jedoch nicht, den Sicherheitsstandard, der zum Zeitpunkt der Bewilligungserteilung galt, zu halten. Vielmehr hat der Inhaber einer Betriebsbewilligung seine Anlage ständig so weit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist (s. Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG). Damit soll das bestehende Sicherheitsniveau gehalten und verbessert werden.

Wegen des Verzichts auf eine Befristung der Betriebsbewilligungen der Kernkraftwerke (zurzeit ist einzig die Betriebsbewilligung des KKW Mühleberg befristet) sind Entscheidungskriterien nötig, wann ein Kernkraftwerk ausser Betrieb zu nehmen ist. Der Bundesrat hat die Kriterien, bei deren Erfüllung der Bewilligungsinhaber sein Kernkraftwerk vorläufig ausser Betrieb nehmen und nachrüsten muss (ABN-Kriterien), in Artikel 44 Absatz 1 KEV (Kernkühlung bei Störfällen oder Integrität des Pri-

märkreislaufs oder Integrität des Containments nicht mehr gewährleistet) festgelegt.

Mit der vorliegenden Verordnung legt das UVEK die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung dieser Kriterien fest. Das Verfahren für die Abwicklung von Nachrüstungen oder die Anforderungen, denen eine Nachrüstung genügen muss, sind hingegen nicht Gegenstand dieser Verordnung. Sie werden wie Anlagenänderungen nach bestehenden Verfahren bewilligt oder freigegeben.

Die ABN-Kriterien müssen nicht alle Fälle abdecken, bei denen ein Kernkraftwerk abgeschaltet werden muss. Den ABN-Kriterien vorgelagert sind die bewilligten Betriebsbedingungen in den technischen Spezifikationen. Bei deren Verletzung muss die Anlage abgeschaltet und allenfalls in Stand gesetzt werden.

Die ABN-Kriterien beziehen sich auf Strukturen, Systeme und Komponenten, die nicht oder zumindest nicht einfach repariert oder ausgetauscht werden können. In der Regel können die Ursachen für die Ausserbetriebnahme nur durch umfangreiche Nachrüstmassnahmen beseitigt werden.

Bei näherer Betrachtung ergeben sich zwei Gründe, warum die Integrität oder die Funktion einer Struktur, eines Systems oder einer Komponente nicht gewährleistet ist und damit das zugehörige ABN-Kriterium erreicht wird:

- **Auslegungsfehler:** Die Betriebsbewilligung für Kernkraftwerke wird auf Grund der Auslegungsgrundlagen erteilt. Es kann sein, dass die ursprüngliche Auslegung nach heutigem Stand des Wissens fehlerhaft ist und sich das Kernkraftwerk deshalb nicht so verhält wie vorgesehen. Auslegungsfehler werden in der Regel erst auf Grund von Ereignissen, Befunden oder auch neuen wissenschaftlichen Erkenntnissen entdeckt. Bei der Überprüfung der ABN-Kriterien wird deshalb die Vorkommnisbearbeitung eine zentrale Rolle spielen. Dabei wird nachzuweisen sein, dass die Dosislimiten nach Artikel 94 der Strahlenschutzverordnung (StSV, SR 814.501) eingehalten werden.

- **Alterungsschäden:** Im Gegensatz zu Auslegungsfehlern liegen Alterungsschäden nicht von Anfang an vor, sondern ergeben sich erst mit der Zeit. Eine Komponente wurde zwar anfänglich richtig ausgelegt, aber durch Abnutzungs- und Alterungsprozesse entspricht sie nicht mehr der ursprünglichen Auslegung oder dem heutigen Stand der Technik. Die wichtigsten Alterungsmechanismen sind strahlungsbedingte Versprödungsprozesse, Ermüdung, Erosion, Korrosion sowie Spannungsrisskorrosion. Im Unterschied zu

Auslegungsfehlern entwickeln sich Alterungsschäden vorhersehbar. Ihr Verlauf kann mit entsprechenden Überwachungsprogrammen verfolgt werden.

Der Aufbau der Verordnung folgt diesen beiden Kategorien. Nach den allgemeinen Bestimmungen im 1. Kapitel werden im 2. Kapitel Methodik und Randbedingungen bei Ausserbetriebnahme wegen Auslegungsfehlern und im 3. Kapitel diejenigen für Alterungsschäden geregelt.

4.2.2 Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und Sicherungsmassnahmen für Kernanlagen und Kernmaterialien (SR 732.112.1)

Das KEG und die KEV enthalten die grundlegenden Bestimmungen für die Sicherung von Kernanlagen und Kernmaterialien. Insbesondere muss der Schutz der Kernanlagen und Kernmaterialien vor Sabotage, gewaltsamen Einwirkungen oder Entwendung auf einer in die Tiefe gestaffelten Abwehr beruhen, welche bauliche, technische, organisatorische, personelle und administrative Massnahmen beinhaltet (Art. 9 KEV). Mit der vorliegenden Verordnung legt das UVEK die grundsätzlichen und die allgemein gültigen Anforderungen an die Gefährdungsannahmen und die Sicherungsmassnahmen fest.

Auf Grund des sensitiven Inhaltes werden in der Verordnung keine Hinweise über die spezifischen Gefährdungsannahmen und Sicherungsannahmen gemacht, welche Hinweise auf das Mass der konkreten Schutzmassnahmen zulassen.

4.3 Neue Richtlinien

Wegen des Inkrafttretens des Kernenergiegesetzes (KEG) am 1. Februar 2005 muss das gesamte Regelwerk des ENSI revidiert und neu aufgebaut werden. Im Jahr 2008 konnten folgende zehn neue Richtlinien verabschiedet bzw. in Kraft gesetzt werden.

4.3.1 Richtlinie G05: Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung

Diese Richtlinie führt Art. 12 Abs. 3 der Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11) aus und regelt die Auslegung, Herstellung und Verwendung von Transport- und Lagerbehältern (T/L-Behälter), die für die Trockenlagerung von abgebrannten Brennelementen und verglas-

ten hochaktiven Abfällen (HAA) in Zwischenlagern eingesetzt werden. Die Richtlinie ist im April 2008 verabschiedet worden.

4.3.2 Richtlinie G07: Organisation von Kernanlagen

Der Regelungsbereich der Richtlinie umfasst die Anforderungen an die Ablauforganisation und an organisatorische Änderungen. Auf Grund des im Vergleich zu den anderen Kernanlagen höheren Gefährdungspotenzials der Kernkraftwerke wird in der G07 schwerpunktmässig auf die Anforderungen an Kernkraftwerke eingegangen. Für die übrigen Kernanlagen gelten diese Anforderungen sinngemäss. Rechtliche Grundlagen finden sich im Kernenergiegesetz, in der Kernenergieverordnung, in der Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen und in der Strahlenschutzverordnung. Die Richtlinie G07 ist seit April 2008 gültig.

4.3.3 Richtlinie G13: Strahlenschutzmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen

Diese Richtlinie legt die Anforderungen, den Nachweis der Eignung und die Prüfungen für die Messmittel fest, die im operationellen Strahlenschutz und zur radiologischen Anlagenüberwachung eingesetzt werden. Zusätzlich wird für die radiologische Anlagenüberwachung das Überwachungskonzept formuliert. Nicht Gegenstand dieser Richtlinie sind Dosimetriesysteme. Das Konzept und die Anforderungen hierzu sind in der Dosimetrieverordnung festgelegt.

In der Richtlinie sind die Anforderungen für die Kernkraftwerke festgehalten. Für die übrigen Kernanlagen gelten diese Anforderungen sinngemäss, d.h. wo anwendbar, werden die Anforderungen an die Messmittel nach dem gleichen Massstab beurteilt wie jene der Kernkraftwerke. Rechtliche Grundlagen bilden die Messmittelverordnung und die Strahlenschutzverordnung. Richtlinie G13 wurde per Februar 2008 verabschiedet.

4.3.4 Richtlinie G14: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung auf Grund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen

Kommt es zu Abgaben radioaktiver Stoffe über Abluft oder Abwasser, so muss die Strahlendosis der Bevölkerung in der Umgebung einer Kernanlage ermittelt wer-

den. Dafür legt diese Richtlinie die Methodik und die Randbedingungen fest. Sie gilt für alle Kernanlagen in der Schweiz. Rechtliche Grundlagen finden sich in der Kernenergieverordnung, der Strahlenschutzverordnung und der Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität. Die Richtlinie G07 ist seit Februar 2008 gültig.

4.3.5 Richtlinie A04: Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen

Die Richtlinie regelt gestützt auf Anhang 4 der KEV Art, Inhalt, Darstellung und Anzahl der Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen in Kernanlagen. Sie präzisiert den Begriff der Änderung im Kontext der Freigabepflicht. Sie regelt weiter das Einreichen von Unterlagen, die vom ENSI gemäss Art. 75 Abs. 2 KEV an Fachstellen des Bundes zur Stellungnahme unterbreitet werden sowie von Unterlagen, die vom ENSI kantonalen und kommunalen Stellen zur Stellungnahme unterbreitet werden. Die materiellen Vorgaben für diese Dokumente sind nicht Gegenstand dieser Richtlinie, sondern liegen im Zuständigkeitsbereich der genannten Stellen. Die Richtlinie gilt für alle schweizerischen Kernanlagen (mit Ausschluss des Bereichs Sicherung) und ist im Juli 2008 verabschiedet worden.

4.3.6 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. 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.

4.3.7 Richtlinie A06: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen

Die Richtlinie A06 konkretisiert die Anforderungen an die Anwendungen der PSA für Kernkraftwerke. Dies

betrifft die allgemeinen Grundsätze, die Aktualisierung der PSA sowie den Mindestumfang von PSA-Anwendungen. Für diese PSA-Anwendungen werden in der vorliegenden Richtlinie die zu verwendenden Risikokenngrössen und Beurteilungskriterien festgehalten. Die Richtlinie ist im Mai 2008 verabschiedet worden.

4.3.8 Richtlinie B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen

Mit der Richtlinie B02 regelt das ENSI die Anforderungen an die periodische Berichterstattung der Bewilligungsinhaber von Kernanlagen. Sie konkretisiert die Anforderungen an Art, Inhalt, Darstellung und Anzahl der Berichte. Diese Richtlinie ersetzt den Berichterstatterteil der alten Richtlinie HSK-R-15. Sie gilt seit Januar 2009. Auf Grund einer Übergangsregelung darf die Berichterstattung noch bis zum 31. März 2009 nach den Bestimmungen der alten Richtlinie HSK-R-15 erfolgen. Wird von der Übergangsregelung Gebrauch gemacht, sind die nach der neuen Richtlinie zusätzlich abzuliefernden Daten bis spätestens 30. Juni 2009 nachzuliefern.

4.3.9 Richtlinie B03: Meldungen der Kernanlagen

Die Richtlinie B03 regelt die Anforderungen an die dem ENSI zu erstattenden Meldungen. Sie ersetzt den Meldungsteil der alten Richtlinie HSK-R-15. Die Richtlinie B03 behandelt in 12 Unterkapiteln die verschiedenen meldepflichtigen Tätigkeiten. Neu wurden Meldekriterien in den Bereichen «Abtransport freigemessener Materialien aus der Kernanlage», «Instandsetzungsarbeiten» und «Änderungen bei Organisation und Personal» definiert.

4.3.10 Richtlinie B07: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen

Die Richtlinie bezieht sich auf die sicherheitstechnisch klassierten Behälter und Rohrleitungen sowie deren Abstützungen und auf druckhaltende Ausrüstungsteile. Zudem gilt sie für Ausrüstungsteile mit Sicherheitsfunktion gemäss Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK, SR 732.13), insbesondere für Kerneinbauten. Richtlinie B07 regelt die Anforderungen an die Qua-

lifizierung von Ausrüstung, Prüfvorschriften und ausführendem Personal sämtlicher zerstörungsfreier Prüfungen dieser Anlagenteile. Qualifizierungen im Sinne dieser Richtlinie sind komponentenspezifisch, können aber durch geeignete Gruppierung und entsprechende Begründung für eine Gruppe von Komponenten durchgeführt werden. Die Richtlinie ist im September 2008 verabschiedet worden.

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.

Der Schritt in die Unabhängigkeit hat die Arbeit des ENSI im letzten Jahr massgeblich geprägt. Die ENSI-Verordnung sowie eine Reihe von Bestimmungen und Reglementen im Personal- und Finanzbereich mussten verfasst, diskutiert und verabschiedet werden. Parallel dazu wurde auch das Konzept der integrierten Aufsicht weiterentwickelt. Im Jahr 2008 wurden Werksinspektoren eingeführt, um die Aufsicht im betrieblichen Bereich zu stärken.

Die Entwicklungen wurden anlässlich der Überprüfungstagung des Übereinkommens über die nukleare Sicherheit vom 14. bis zum 25. April 2008 auch international gewürdigt. Besonders herausgehoben wurden die umfassende und ausgeglichene Umsetzung der Prinzipien der nuklearen Sicherheit und die integrierte Sicherheitsbewertung.

Das ENSI ist damit bereit, die neuen Herausforderungen anzugehen. Zu diesen Herausforderungen gehören der Betrieb der bestehenden Kernkraftwerke während mehr als 40 Jahren, die Begutachtung der eingereichten Rahmenbewilligungs-Gesuche für neue Kernkraftwerke, das Sachplanverfahren zur Standortsuche für geologische Tiefenlager, die Überarbeitung des bestehenden Regelwerks sowie Erhalt und Aufbau der Fachkompetenz beim ENSI. Auf diese Punkte soll im Folgenden kurz eingegangen werden.

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 dem Gebiet der Sicherheitsforschung. Nicht zuletzt un-

terstützt 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 umfangreichen Projekten zu Alterungsmechanismen, Werkstoffprüfung sowie Sicherheits- und Zuverlässigkeitsanalysen berücksichtigt. Als wichtigste Erkenntnis wurde im laufenden Projekt zur Spannungsrissskorrosion KORA festgestellt, dass das bestehende Regelwerk den Umgebungseinfluss auf die Initiierung von Ermüdungsrissen und die Geschwindigkeit der Rissausbreitung nicht ausreichend erfasst. Die neuen Regelungsansätze, insbesondere diejenigen der US-Aufsichtsbehörden (NUREG/CR6909) sollen deshalb auch im schweizerischen Regelwerk berücksichtigt werden.

Die Forschungsarbeiten im Werkstoffprüfbereich konzentrierten sich bisher auf die Früherkennung thermomechanischer Ermüdung anhand der damit verbundenen Martensitbildung. Leider hat sich gezeigt, dass die Messtechnik unter realen Einsatzbedingungen zu störempfindlich und für Messungen in der Anlage nur sehr beschränkt einsetzbar ist. Die im Rahmen des Diagnostik-Projektes evaluierten neuen Messtechniken können jedoch im Labor für die zerstörungsfreie Untersuchung der vorhandenen Bestrahlungs-Proben herangezogen werden. Mit der begrenzten Anzahl an verfügbaren Bestrahlungs-Proben besteht ein sehr grosses Interesse an einer ergänzenden Messtechnik zur Überwachung und Bewertung der Neutronenversprödung. Ein entsprechendes Nachfolgeprojekt wurde konzipiert.

Auf Grund der finnischen Erfahrungen beim Bau des European Pressurized Water Reactor (EPR) ist die Fähigkeit, eigene deterministische Sicherheitsanalysen durchführen zu können, von zentraler Bedeutung bei **Neubauprojekten**. Die entsprechenden Personalkapazitäten werden deshalb im ENSI aufgebaut. Gleichzeitig werden im Bereich der Sicherheitsanalysen mit den Projekten STARS, MELCOR, Artist und diversen OECD-Beteiligungen die Aktivitäten zur Weiterentwicklung behördlicher Rechenprogramme verstärkt.

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. Neben dem bilateralen Austausch mit Finnland, Frankreich und Grossbritannien beteiligt sich die Schweiz aktiv an der im Berichtsjahr ins Leben gerufenen Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR) der OECD. Beim Multinational Design Evaluation Programme (MDEP), deren Mitglieder sich mit konkreten Auslegungsspezifikationen von Komponenten und Systemen auseinandersetzen, wurde die Mitgliedschaft beantragt. Zudem sind Zuverlässigkeitsanalysen von passiven Sicherheitssystemen bei Kernkraftwerken der dritten Generation geplant.

Bei der **Entsorgung von radioaktiven Abfällen** steht nach wie vor die Untersuchung von Tongesteinen im Zentrum. Das ENSI beabsichtigt aber, sich auch bei anderen Entsorgungsthemen, wie zum Beispiel Organika in radioaktiven Abfällen und Überwachungskonzepte des Pilotlagers, zu engagieren.

Die begonnene **Überarbeitung des Verordnungs- und Richtlinienwerks** wird im Jahre 2009 weitergeführt und beansprucht auch 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 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) erarbeitet. Zum Stichda-

tum 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 internationalen 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

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

KORA	71
DIAGNOSTIK-II	89
Bruchmechanik	109
STARS	117
MSWI	139
Code Assessment Program for MELCOR 1.8.6	155
Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik	167
Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Radioanalytik	179
ARTIST – Aerosol Trapping in the Steam Generator	187
RC-Experiment Rock Mass Characterisation	199
Project Human Reliability Analysis (HRA)	205
Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW	215
OECD Halden Reactor Project	225

Authors and Co-author(s)	H.P. Seifert, S. Ritter, M. Breimesser, B. Baumgartner, L. Nue
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, 2006 to December 31, 2008

ABSTRACT

The KORA project deals with the quantitative characterization of environmentally-assisted crack growth in austenitic stainless steels and dissimilar metal welds under BWR and PWR conditions and the evaluation of the potential of the electrochemical noise (EN) measurement technique for the early detection of stress corrosion cracking (SCC) initiation in stainless steels under BWR conditions. These investigations revealed the following major results:

Sub-project-I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels: Both under BWR/HWC and PWR conditions, relevant environmental acceleration of fatigue crack growth (and environmental reduction of fatigue initiation life) occurred in all investigated low-carbon and stabilized stainless steels for the combination of loading frequencies ≤ 0.1 Hz (strain rates ≤ 0.1 %/s), temperatures ≥ 150 °C and ΔK values ≥ 3 MPa·m^{1/2} (notch strain amplitudes ≥ 0.3 %). If these conjoint threshold conditions were simultaneously satisfied, the environmental enhancement increased with decreasing loading frequency (strain rate) and increasing temperature. Here, the BWR/HWC & PWR environments usually resulted in acceleration of fatigue crack growth by a factor of 5 to 20 with respect to air and the environmental reduction of the initiation life was even more pronounced. Under comparable loading conditions, the corrosion fatigue crack growth rates under oxidizing BWR/NWC conditions were usually a factor of 2 to 4 higher than under HWC or PWR conditions at low corrosion potentials. The corrosion fatigue initiation life of solution annealed steels, on the other hand, was slightly smaller in HWC and PWR environments. The current ASME BPV Code Section XI fatigue crack growth curves do not include environmental effects and are not conservative in LWR environments if the above mentioned conjoint threshold conditions were satisfied. A modification of Section XI should therefore be pursued to include environmental effects in an appropriate way! The preliminary corrosion fatigue initiation studies qualitatively confirm

the NUREG/CR-6909 approach in the new US NRC Regulatory Guide 1.207. Nevertheless, this approach should be critically evaluated by additional tests under more realistic and plant relevant conditions.

Sub-project-II – Detection of SCC Initiation by Electrochemical Noise (EN) Measurements: The SCC initiation experiments in simulated BWR/NWC environment with independent on-line crack growth monitoring by the reversed direct current potential drop method indicated that early SCC detection by EN is possible under stable and stationary lab conditions. Individual small intergranular semi-elliptical surface flaws with a surface crack length and crack depth of about 150 μ m may be detected by EN measurements. However, only crack initiation and the subsequent surface or near surface growth may be detected by the EN technique in high-purity water with very low conductivity. Furthermore, a short distance between specimen surface and reference (or counter) electrode is crucial to achieve a high sensitivity. It is recommended to further evaluate this promising technique in long-term tests under static load and to include other important and plant relevant parameters (dissolved hydrogen, T, flow rate, cold-work), which were not explored so far.

Sub-project-III – EAC in Alloy 182 Weld Metal & Dissimilar Metal Welds: Both the round robin program and the investigations with the dissimilar metal weld have confirmed the high SCC susceptibility of Alloy 182 under BWR/NWC conditions and the adequacy of the Swedish disposition curve for this material. In the dissimilar metal weld specimens in high-purity water, cessation of SCC crack growth in the Alloy 182 weld metal was observed at the fusion boundary and no crack relevantly propagated into the adjacent low-alloy reactor pressure vessel steel, which basically confirms the service experience of such welds, where cracking was usually confined to the Alloy 182 weld metal. Because of the high residual stresses in some reactor pressure vessel attachment welds, these very important results should be further verified at higher K_I -values of 50 to 80 MPa·m^{1/2}.

1. Introduction

The new nuclear legislation in Switzerland (Kernenergiegesetz, KEG), which became effective in 2005, does not foresee a specific and general limitation of the (license) lifetime of nuclear power plants (NPP) but requires that the current high safety level is maintained and adequately increased as well as continuously monitored during the whole operation period. Under the new nuclear energy regulation (Kernenergieverordnung, KEV), NPP will be provisionally taken out of operation if the integrity of the primary coolant circuit and of the containment or the core coolability should not be fully assured. In such a case, relevant maintenance and retrofitting measures have to be implemented by the utility to obtain the re-operation grant through the safety authority.

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss NPP fleet (23 to 39 years), the current focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK) is therefore placed to the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment in the context of material ageing and degradation [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 (LAS) 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.

1.1 Structure of the KORA project

The KORA project (2006 – 2008) 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 the quantitative characterization of the EAC crack growth in austenitic stainless steels and dissimilar metal welds under BWR and PWR conditions and the evaluation of the potential of the electrochemical noise (EN) technique for the early detection of stress corrosion crack (SCC) initiation in stainless steels under BWR conditions [2, 3]. The technical background and the objectives of the individual sub-projects were discussed in detail in the 2006 annual report [3].

1.2 Research and Work Plan for 2008

The following work was planned for the last project year [3]:

Sub-project-I (Section 3.1) involved the evaluation of the effect of temperature on corrosion fatigue (CF) crack growth under PWR conditions [4] and the performance of a pre-study on CF initiation and crack growth in notched C(T) specimens. Within **sub-project-II** (Section 3.2)

Sub-project	Topic	Share
SP-I	Characterisation of the corrosion fatigue crack growth behaviour of austenitic stainless steels under PWR & BWR/HWC conditions	50 %
SP-II	Evaluation of the potential and limits of the electrochemical noise technique for the early detection of intergranular SCC initiation in sensitized stainless steels under BWR/NWC conditions.	25 %
SP-IIIa SP-IIIb	– SCC crack growth in Alloy 182 weld metal under BWR and PWR conditions (ICG-EAC-Round Robin) – SCC crack growth in an Alloy 182-SA 508 Cl. 2 dissimilar metal weld (collaboration with Tohoku University)	25 %

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

the SCC initiation and short crack growth behaviour in simulated BWR/NWC environment and room temperature thiosulphate solution was further investigated by slow strain rate (SSR) and constant load tests with circular notched round tensile and sharply notched C(T) specimens with simultaneous EN and/or direct current potential drop (DCPD) measurement. A special emphasis was placed to the effect of sensitization and of distance of reference to working electrode. Furthermore it involved the performance of the 3rd ECG-COMON round robin test on qualification of EN measurement systems and the start of a joint PSI/EMPA PhD thesis in February 2008. In **sub-project IIIb** (Section 3.3) two long-term SCC experiment under PWR conditions with crack-planes perpendicular to the fusion line and crack-tips in the dilution zone were performed at PSI and FRI. The results from tests under BWR/NWC conditions were summarized in a journal paper [15]. Additionally, several international conference contributions [4 – 14] and papers in scientific journals [15 – 19] were planned.

2. Materials and Experimental Procedure

2.1 Investigated materials

2.1.1 Austenitic Stainless Steels

Table 2 gives an overview on the type of the investigated austenitic stainless steels. The chemical composition of the different steels can be found in [3]. Eight heats of different types of low-carbon and stabilized austenitic stainless steel seamless pipe materials are investigated. These materials are representative for primary piping in Swiss BWR and PWR. Additionally, a plate material of the Ti-stabilized stainless steel AISI 321 with a very low

austenite stability is included in the test program. The sub-project II is mainly dealing with two rod materials of the high-carbon stainless steel AISI 304, which can be easily sensitized and show a sufficiently high susceptibility to intergranular SCC. The materials are usually in the solution-annealed condition (1050 °C/30 min). A sensitization heat treatment at 620 °C for 1, 9 or 24 hours was applied to the high carbon steels, which resulted in EPR values of 1, 15 and 22 to 28 %, respectively.

2.1.2 Alloy 182 Weld Metals and Dissimilar Metal Weld

The Alloy 182 weld metal specimens for the ICG-EAC round robin tests are from the weld root and top position of an Alloy 182 weld between two wrought Alloy 600 plates, which was fabricated by shielded metal arc welding and provided the Tokyo Electric Power Company (TEPCO). The EAC crack growth behaviour in the transition region between the Alloy 182 bulk weld metal and the adjacent low-alloy reactor pressure vessel (RPV) steel was investigated in a simulated dissimilar metal test weld, which was fabricated by HITACHI. Details on the 2 test welds can be found in [3].

2.2 Experimental Procedure

The EAC tests were performed in stainless steel autoclaves with electromechanical loading systems, which were attached to refreshing high-temperature water loops. During the experiments all important mechanical (load, pull rod stroke) and environmental parameters at inlet and outlet (dissolved oxygen (DO), dissolved hydrogen (DH), κ , pH, T, ρ , flow) were recorded continuously. The electrochemical corrosion potential (ECP) of the specimens and the redox potential (platinum probe)

AISI	Design.	Type	Product form	YS [MPa]	Austenite stability	Remarks
304L	A	Low-carbon	Piping	262	High	
304L	H	Low-carbon	Piping	298	High?	
316L	B	Low-carbon	Piping	220	High	
316L	G	Low-carbon	Piping	268	High?	Plant material
321	C	Ti-stabilized	Piping	291	Medium	
321	E	Ti-stabilized	Piping	198	Medium	
321	F	Ti-stabilized	Plate	255	Low	
347	D	Nb-stabilized	Piping	209	Medium	
347	K	Nb-stabilized	Piping	250	Medium?	
304	304-1 & 2	High-carbon	Rod	291	–	TP-II

Table 2: Overview on the investigated austenitic stainless steels.

were continuously monitored with Cu/Cu₂O/ZrO₂-membrane electrodes. The crack advance was monitored using the reversed DCPD method with a resolution limit of ca. 1 µm. The electrochemical potential and current noise signals were measured with a GAMRY potentiostat or a newly developed EN instrument (IPS-EcmNoise). After the tests all specimens were broken open by fatigue for fractographical analysis in the scanning electron microscope (SEM).

In case of the SCC or CF crack growth investigations, air fatigue pre-cracked 12.5 mm thick 0.5 T C(T) specimens with 5 % side-grooves were used. Additionally, notched 0.5 C(T) specimens with a sharp or blunt notch were used to study the CF crack initiation and short crack growth in austenitic stainless steels or the EAC initiation behaviour in specific microstructure regions of the dissimilar metal weld. In case of the SCC initiation studies with EN measurements, cylindrical or flat tensile specimens with a circular u- or v-notch or notched 0.5 T C(T) specimens were used.

BWR conditions were mostly simulated with high-purity, hydrogenated (HWC) or oxygenated (NWC) water at a temperature of 288 °C. For HWC conditions, a DH content of 150 ppb was usually applied resulting in a redox-potential and an ECP of -530 and -550 to -600 mV_{SHE}, respectively. For NWC conditions, usually a DO content of 0.4, 2 or 8 ppm was applied (ECP = +120, +170 or +200 mV_{SHE}). In some cases, mixtures of DO and DH were applied to check results. Additionally, tests under HWC conditions at a DH of 150 ppb were performed at a temperature of 150 and 220 °C, resulting in an ECP of -430 and -460 mV_{SHE}, respectively. PWR tests in neutral high-purity water were performed with a DH of 2.2 ppm at temperatures between 70 and 320 °C. The pH_T and ECP at temperature in high-purity water varied from 6.4 (70 °C) to 5.7 (320 °C) and from -410 mV_{SHE} (70 °C) to -630 mV_{SHE} (320 °C), respectively. Corresponding PWR experiments with H₃BO₃ & LiOH (usually 800 to 1000 ppm B & 2.5 to 3 ppm Li) were performed with a DH of 2.2 ppm at temperatures of 150 °C and 288 °C. The pH_T and ECP at temperature in water with H₃BO₃ & LiOH varied from 6.4 (150 °C) to 7.1 (288 °C) and from -530 mV_{SHE} (150 °C) to -750 mV_{SHE} (288 °C), respectively. All tests were performed under low-flow conditions (4 to 9 autoclave exchanges per h) with a local flow rate of some few mm/s. In some cases chloride or sulphate was added to reduce the crack initiation time or to accelerate crack growth. The specimens were pre-oxidized in the test environment at a very small pre-load for at least one week.

3. Results and Discussion

3.1 Sub-Project I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels

The corrosion fatigue (CF) behaviour of different low-carbon and stabilized austenitic stainless steels was characterized under simulated BWR/NWC & HWC and primary PWR conditions by cyclic fatigue tests with pre-cracked and notched fracture mechanics specimens in the temperature range from 70 to 320 °C. The CF crack growth behaviour is discussed in detail in the 2007 annual report [20] and in two recent conference contributions [4, 13] and can be summarized as follows:

Both under BWR/NWC or BWR/HWC and PWR conditions, relevant environmental acceleration of fatigue crack growth occurred in all investigated low-carbon and stabilized stainless steels at loading frequencies ≤ 0.1 Hz and temperatures ≥ 150 °C (Figure 1) and could be sustained down to the lowest investigated loading frequencies of 3E-6 Hz. The environmental enhancement increased with decreasing loading frequency and ΔK and increasing temperature. At 288 °C, high load ratios R ≥ 0.9 and small ΔK < 3 MPa·m^{1/2}, the environmental acceleration of fatigue crack growth at low ECP (HWC or PWR) started to disappear. Material and environmental parameters usually only had little effect. Under comparable loading conditions, the CF crack growth rates under oxidizing BWR/NWC conditions were usually a factor of 2 to 4 higher than under HWC or PWR conditions at low corrosion potentials.

In the following sections, the special emphasis is placed to the new results about the CF initiation and short crack growth behaviour in notched C(T) specimens.

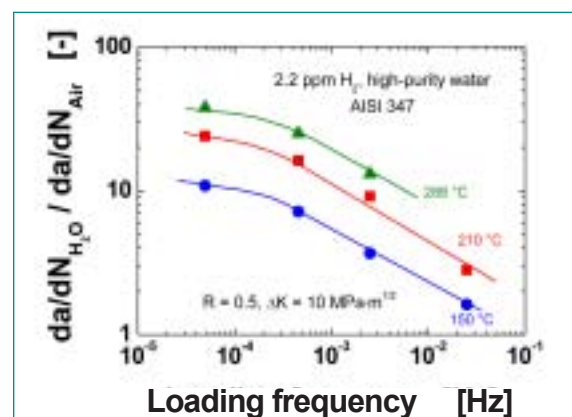


Fig. 1: Effect of temperature and loading frequency on the environmental acceleration of fatigue crack growth in a stabilized 347 stainless steel in hydrogenated, high-purity water.

3.1.1 Corrosion Fatigue Initiation Tests

Constant load amplitude CF initiation tests with symmetric and asymmetric (for rise times $\Delta t_R \geq 500$ s) saw tooth waveform were performed under different environmental, loading and material conditions with notched C(T) specimens at a load ratio R of 0.05. The C(T) specimens had a notch radius ρ of 0.1, 0.3 or 0.5 mm and a notch depth a_0 from the load line of 7.5, 10 and 12.5 mm ($a_0/W = 0.3, 0.4$ and 0.5), respectively. This kind of loading resulted in a stress-strain hysteresis loop at the notch ground with a stress ratio $R\sigma$ of about -1. A total elastic stress range $\Delta\sigma_{LEFM}$ at the notch-ground of the C(T) specimen was estimated from the stress intensity factor range ΔK_I and the notch radius ρ according to equations (1) and (2) by linear elastic fracture mechanics (LEFM). Together with the nominal stress range ΔS_n in the notched C(T) specimen (equation (3)), a theoretical elastic notch stress concentration factor K_t can be derived according to equation (4).

$$\Delta\sigma_{LEFM} = 2 \cdot S_{a,LEFM} = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \cdot \frac{\Delta K_I}{\sqrt{\rho}} \quad (1)$$

$$\Delta K_I = \frac{\Delta P}{B \cdot \sqrt{W}} \cdot f\left(\frac{a}{W}\right) \text{ according to ASTM E 399} \quad (2)$$

$$\Delta S_n = \frac{\Delta P}{B} \cdot \left(\frac{3 \cdot (W+a)}{(W-a)^2} + \frac{1}{W-a} \right) \quad (3)$$

$$K_t = \frac{\Delta\sigma_{LEFM}}{\Delta S_n} \quad (4)$$

Additionally, notch-tip strain amplitudes $\varepsilon_{a,N}$ were estimated numerically according to the concepts of Neuber (equation (5)) and Glinka (equation (6)) with K_t and the experimentally-derived cyclic stress-strain-curves of the materials, which were modified for plane strain conditions by simple plastic theory [4]. For the used notch configurations, the method of Glinka usually resulted in 15 to 20% smaller notch strains only.

$$\text{Neuber: } K_t = \sqrt{K_\sigma \cdot K_\varepsilon} \quad (5)$$

$$\text{with } K_\sigma = \frac{\sigma}{S_n}, K_\varepsilon = \frac{\varepsilon}{\varepsilon_n} \text{ and } \varepsilon_n = \frac{S_n}{E}$$

$$\text{Glinka: } W_s = W_\sigma = \int_0^{\varepsilon_{ij}} S_{ij} d\varepsilon_{ij} = \int_0^{\varepsilon_{ij}} \sigma_{ij} d\varepsilon_{ij} \quad (6)$$

The elastic stress concentration factor K_t of the different notches ($\rho = 0.1, 0.3$ and 0.5 mm, $a_0 = 7.5, 10$ or 12.5 mm) varied from 7.7 to 21.2. The elastic stress amplitude $S_{a,LEFM}$ ranged from 425 to 1165 MPa, which

corresponded to notch strain amplitudes $\varepsilon_{a,N}$ of 0.27 to 0.97 % (Glinka) and 0.32 to 1.19 % (Neuber). The rise time Δt_R was varied from 25 to 5000 s covering a notch strain rate from $2.4E-2$ %/s to $2.4E-4$ %/s.

The point of crack initiation and the subsequent short crack growth were determined by the DCPD technique. In contrast to notched tensile specimens in SSR tests, the effect of the geometry change by plastic deformation on the DCPD potential drop in the sharply notched C(T) specimens under small scale yielding conditions in fatigue experiments is very moderate. The point of crack initiation derived by the DCPD in the later case corresponds to a very small average crack advance over the specimen thickness of about 5 to 10 μm . By using the estimated local strain amplitude $\varepsilon_{a,N}$ or elastic stress amplitude $S_{a,LEFM}$ at the notch ground, the CF initiation behaviour in load-controlled experiments with notched C(T) specimens in high-temperature water could be directly compared to the ASME III fatigue mean curve of austenitic stainless steels, which is based on strain-controlled LCF tests with smooth specimens at room-temperature in air. In case of the elastic stress amplitude $S_{a,LEFM}$, the strain amplitude ε_a of the ASME III air mean curve was multiplied by the Young modulus E. In control experiments in air at room temperature with notched C(T) specimens, the local notch strain $\varepsilon_{a,N}$ estimations resulted in shorter predicted crack initiation lives than experimentally observed, whereas very good correlations were observed by using the local elastic stress amplitude $S_{a,LEFM}$ [4]. Therefore, the later approach is used in the following sections only.

Figure 2 exemplarily shows the evolution of crack length after CF initiation. Apart from the tests with severely sensitized specimens under BWR/NWC conditions, a

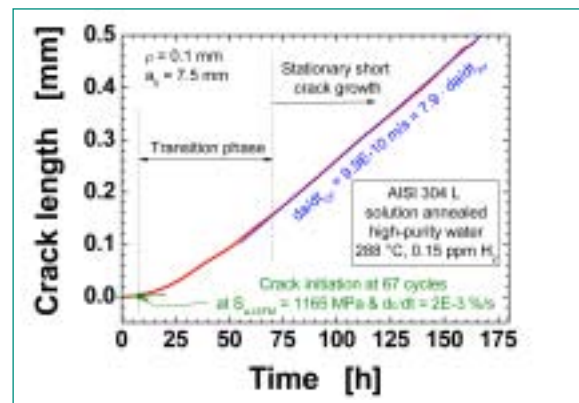


Fig. 2: Evolution of CF crack growth from a sharply notched 0.5T C(T) specimen during a fatigue test in BWR/HWC environment.

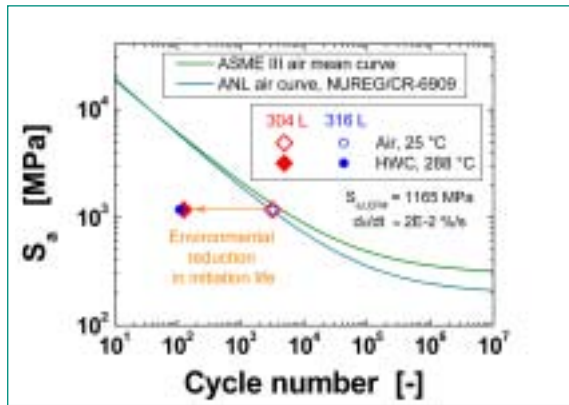


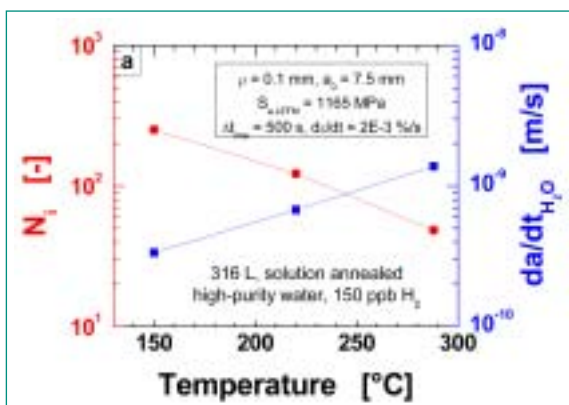
Fig. 3: Reduction of fatigue initiation life in solution annealed low-carbon stainless steels in simulated HWC environment.

transition phase with apparent slowly accelerating crack growth was always observed after crack initiation before the steady-state short-crack growth regime was reached. Depending on test and notch parameters, this transition typically occurred after a crack advance of 50 to 300 μm . The subsequent stationary short CF crack growth rates were always exactly in the same range as the results from tests with pre-cracked specimens with long cracks of several mm to cm's generated within this project [4] (Figure 12). It is believed, that this transition phase is mainly related to crack engagement over the whole specimen thickness from several semi-elliptical surface cracks and, to a lesser extent, to the formation of mature occluded long crack crevice chemistry. Figure 3 exemplarily shows the effect of the reactor coolant on the number of cycles to fatigue initiation in notched C(T) specimen in simulated BWR/HWC environment at 288 °C at a notch strain rate of 2E-2 %/s. For this specific case, the environment resulted in a reduction of the fatigue initiation life by a factor of 30 with

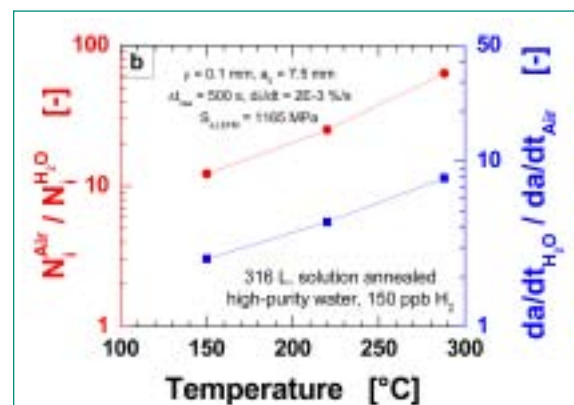
respect to corresponding experiments in air at room temperature under otherwise identical conditions!

3.1.2 Effect of Environmental Parameters on Corrosion Fatigue Initiation

The effect of temperature on CF initiation and short crack growth is exemplarily shown in Figures 4a and 4b for experiments with a solution annealed 316L austenitic stainless steels under simulated HWC conditions. Above 150 °C, the environmental reduction of fatigue life increased with increasing temperature and the effect was much more pronounced than in air, where temperature usually has very little effect on LCF life between 25 and 350 °C. Under these specific conditions, the CF life at 288 °C was a factor of 5 shorter than at 150 °C. It is stressed that the temperature effects might be opposite at small strain amplitudes, if secondary hardening by dynamic strain ageing may occur at higher temperatures around 300 °C. As shown in Figure 4b, the environment and temperature had very similar effects on the environmental reduction of fatigue initiation life and environmental acceleration of the stationary short fatigue crack growth. The effect of the environment was more pronounced on fatigue initiation than on subsequent crack growth. Figure 5 exemplarily shows the effect of ECP on CF initiation and subsequent stationary short crack growth for a solution annealed 304 L austenitic stainless steel at a temperature of 288 °C. The typical ECP range of stainless steels under stationary PWR, BWR/HWC and BWR/NWC operation conditions are also shown. For the given loading conditions, a maximum environmental reduction of fatigue life was observed in high-purity HWC environment at a low ECP of -560 mV_{SHE}. In the HWC ECP-range of -550 to -200 mV_{SHE}, the CF initiation life did not remarkably depend on ECP or dissolved



a



b

Fig. 4: Effect of temperature on CF initiation life and crack growth rate (a) and on environmental reduction and acceleration of fatigue initiation life and crack growth (b).

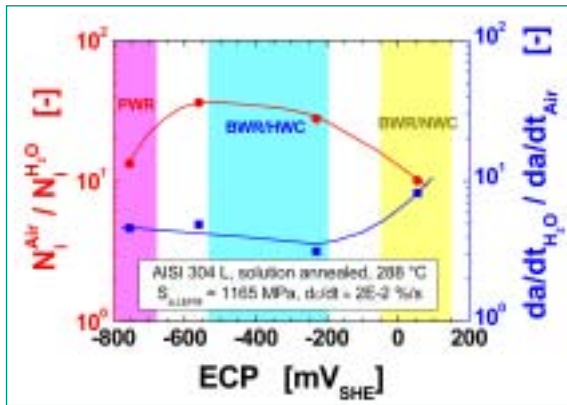


Fig. 5: Effect of ECP on CF initiation and subsequent short crack growth.

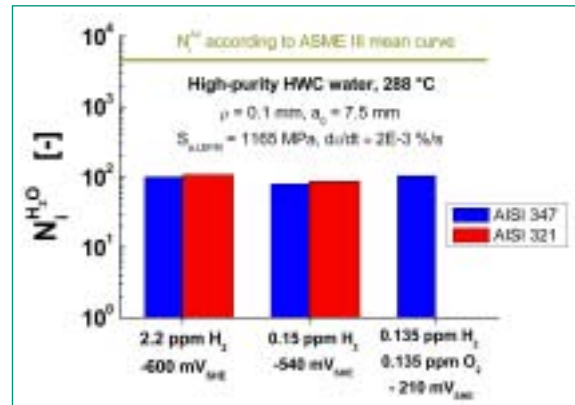


Fig. 6: Reduction of fatigue initiation life in solution annealed low-carbon stainless steels in simulated HWC environment.

hydrogen content in high-purity water (Figure 6). Under highly oxidizing BWR/NWC conditions, the environmental reduction of fatigue initiation life was smaller than under HWC conditions. This is totally different in case of sensitized stainless steels (see Section 3.1.4). Similarly, the environmental reduction of the fatigue initiation life in the PWR range at lower ECPs was smaller than in high-purity HWC water. This is very probably related to the slightly higher $\text{pH}_{288\text{ °C}}$ of the PWR water of 7.1 with respect to 5.7 for high-purity water. The effect of ECP on the environmental acceleration of the subsequent stationary short CF crack growth, on the other hand, was comparable from -750 to -200 mV_{SHE} in good agreement with corresponding long crack growth investigations [4, 13]. Under highly oxidizing BWR/NWC conditions, where the environmental reduction of fatigue initiation life was smallest, the environmental acceleration of the stationary short CF crack growth was a factor of 2 to 4 higher than under PWR or HWC conditions at low ECPs! This is clearly related to the aggressive

occluded crack crevice chemistry, which is formed under oxidizing BWR/NWC conditions. The observed effect of ECP, temperature and pH under PWR and BWR/HWC conditions suggest that environmental effects on fatigue initiation might be related to the general corrosion behaviour (and the stability of oxide films of these steels), which increases with increasing temperature and decreasing ECP and Cr content.

3.1.3 Effect of Loading Parameters on Corrosion Fatigue Initiation

The effect of strain rate on CF initiation and subsequent stationary short crack growth under simulated HWC conditions is exemplarily shown in Figures 7a and 7b. Below a strain rate threshold of about $1\text{E-}1\%$ /s, the environmental reduction of fatigue initiation life and the environmental acceleration of fatigue crack growth increased with decreasing strain rate, whereas the number of cycles to CF initiation and the absolute value of the CF crack growth rate decreased (Figure 7b).

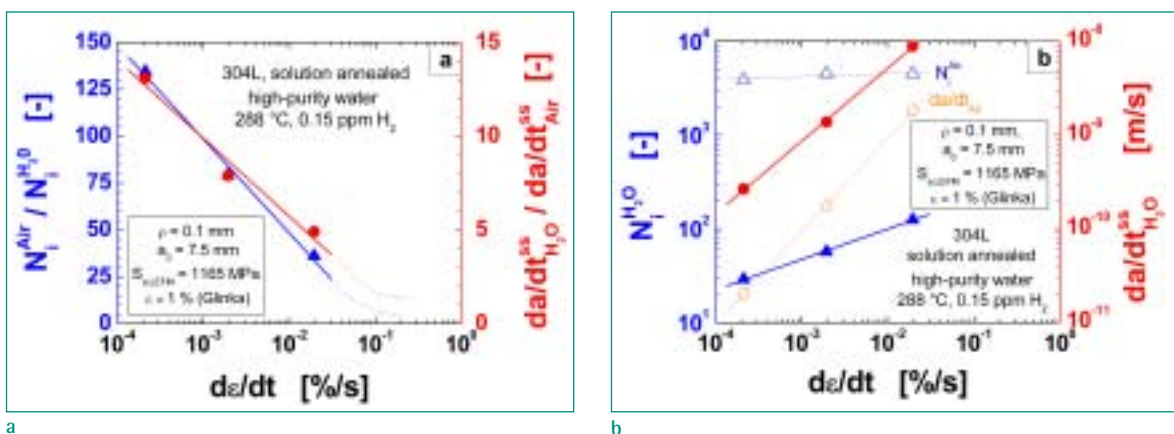


Fig. 7: Effect of strain rate on environmental reduction/acceleration of fatigue initiation life/crack growth (a) and on CF initiation life/crack growth rate (b).

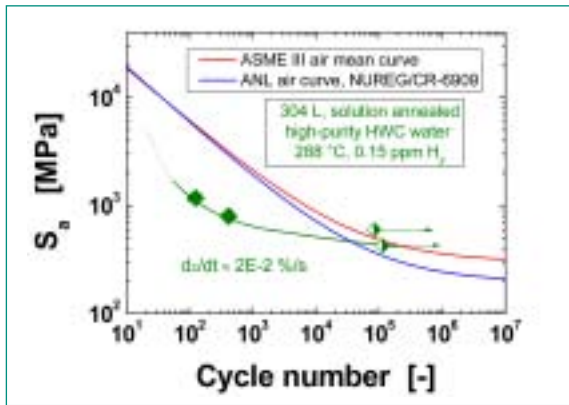


Fig. 8: Effect of notch stress amplitude on CF initiation life.

Figure 8 shows the effect of notch-tip stress amplitude $S_{a,LEFM}$ on CF initiation for a solution annealed 304L stainless steel in simulated HWC environment at 288 °C at a strain rate of 2E-2 %/s. It seems that environmental effects disappear at very high and very small strain/stress amplitudes and are maximal in the intermediate range. The present limited data suggest that environmental effects on the fatigue initiation from notched surfaces disappear below a strain amplitude threshold of 0.3 %, which is in good agreement with corresponding results from strain-controlled LCF experiments with smooth specimens [21]. It is stressed that this threshold might be significantly lower in case of positive mean stresses or at temperatures below 250 °C, where secondary hardening by dynamic strain ageing is absent.

3.1.4 Effect of Material Parameters on Corrosion Fatigue Initiation

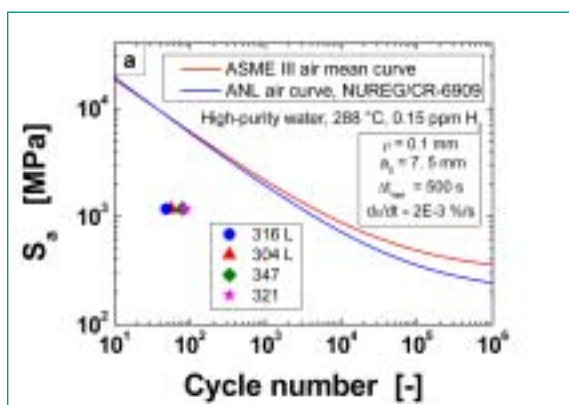
As shown in Figures 9a, 9b and 10a, in PWR or HWC environment at intermediate strain amplitudes, the environmental reduction of fatigue initiation life and envi-

ronmental acceleration of the stationary short fatigue crack growth of sensitized and solution annealed stainless steels was comparable for the high- and low-carbon grades 304, 304L and 316L as well as for the stabilized grades 321 and 347. More pronounced material effects might appear at small strain amplitudes, where the materials may reveal different secondary hardening behaviour (dynamic strain ageing, martensite formation). A similar behaviour was also observed in long crack growth tests at PSI [4, 13].

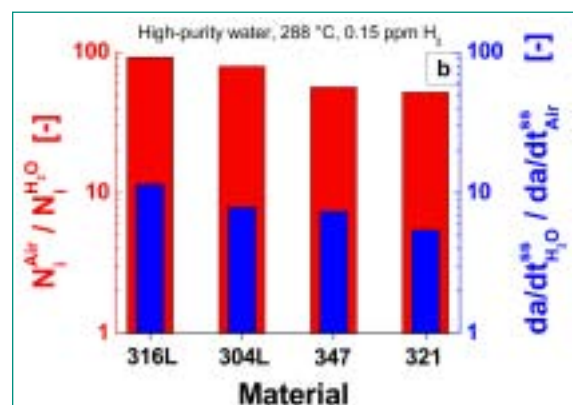
In contrast to PWR or BWR/HWC conditions, much shorter CF initiation lives were observed in sensitized than in solution annealed stainless steels under highly oxidizing BWR/NWC conditions. In severely sensitized specimens, the crack even initiated during the first few fatigue cycles. In BWR/NWC the CF lives of solution annealed austenitic stainless steels were slightly higher than in PWR or BWR/HWC environment.

After initiation, the subsequent stationary short CF crack growth rates under PWR or BWR/HWC conditions were comparable for sensitized and solution annealed stainless steels (Figure 11). Under highly oxidizing BWR/NWC conditions, the CF crack growth rates in sensitized materials were only slightly higher (typically a factor of 2 or less) than in solution annealed steels for loading frequencies $> 5E-4$ Hz, which in turn were usually a factor of 2 to 4 higher than under PWR or BWR/HWC conditions [4, 13].

In summary, strong effects of sensitization are thus observed on CF initiation at high ECP only! At very low loading frequencies or high load ratio's, sensitization may also have a strong effect on short (and long) CF crack growth because of a possible SCC contribution, otherwise the effects of sensitization are moderate.



a



b

Fig. 9: Comparison of CF initiation life (a) and environmental reduction/acceleration of fatigue initiation life/crack growth (b) of different low-carbon and stabilized stainless steel grades.

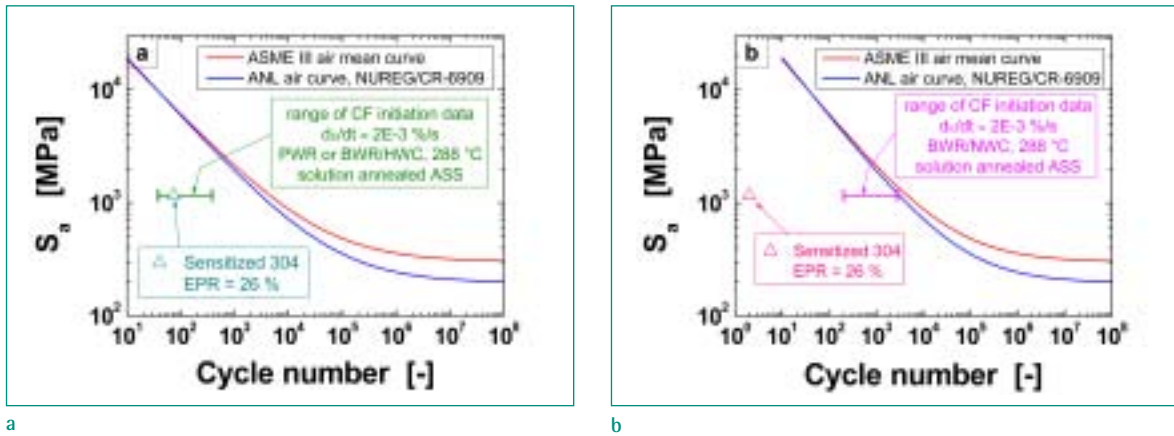


Fig. 10: Effect of sensitization on CF initiation life in PWR or BWR/HWC (a) and BWR/NWC environment.

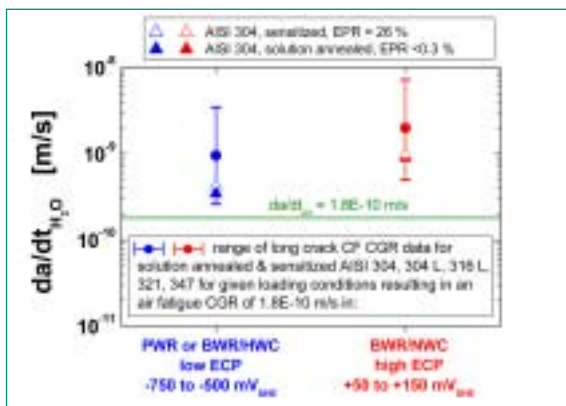


Fig. 11: Effect of sensitization on short CF crack growth in PWR and BWR environments.

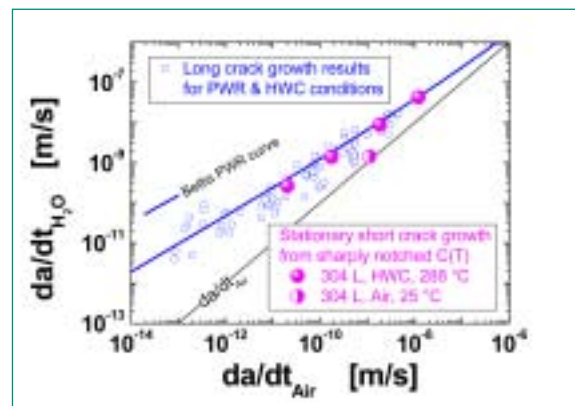


Fig. 12: Comparison of short & long CF crack growth rates in PWR and BWR/HWC environment.

3.1.5 Comparison of Short and Long CF Crack Growth with CF Initiation

Stationary short crack CF crack growth rates after crack advances of 50 to 300 μm from the notch-tip were in the typical range of corresponding long crack results as shown in Figure 12 and they also showed exactly the same response to changes of the different system parameters.

Similar parameter effects on CF initiation as on CF crack growth were observed in most cases (temperature, strain rate, etc.), but in some few cases, the trends were different. The environmental acceleration of short CF crack growth under highly oxidizing BWR/NWC conditions, for example, was more pronounced than in PWR and BWR/HWC environment, whereas the environmental reduction of fatigue initiation life was smaller. Although very remarkable for both cases, the effect of the environment on the fatigue initiation was often stronger than on the subsequent short crack growth.

3.1.6 Comparison with Strain-Controlled LCF Experiments

Very similar parameter effects were observed in the load-controlled experiments with the notched C(T) specimens as in strain-controlled LCF tests with smooth cylindrical specimens in NUREG/CR-6909 [21], which form the basis of the new NRC Regulatory Guide 1.207 [22]. Tests with sharp and blunt notch C(T) specimens are therefore an alternative and simple way to systematically study environmental effects on LCF and HCF initiation. In contrast to strain-controlled LCF tests, a better separation of environmental effects on the initiation and subsequent short crack growth process is possible. This might also be one reason, why the environmental effects on fatigue initiation appeared to be stronger than in strain-controlled LCF tests. Furthermore, the mechanical conditions are more representative for an operating component. On the other hand, the notch strain has to be estimated based on notch concepts or by Finite Element modelling.

3.2 Sub-Project II – Detection of SCC Initiation by EN Measurements

3.2.1 Room Temperature Investigations in Aqueous Thiosulphate Solution

To support the complex and time-consuming investigations in high-temperature water, a PhD thesis in a simpler corrosion system (sensitized stainless steel in aqueous thiosulphate solution at room or slightly increased temperatures) was started this winter [10, 23]. Since the same cracking mechanism and system parameter response is assumed to occur as in high-temperature water, it is expected that the gained insights can be transferred to BWR conditions at least in a qualitative way. The thesis is performed in collaboration with the Corrosion and Materials Integrity Laboratory at EMPA and covers the fundamental aspects of electrochemical noise (EN) during intergranular (IG) SCC. The structure and basic ideas of the thesis are shown in Figure 13. The main goal of the thesis is to achieve a basic understanding of the macroscopic EN of IG SCC initiation on the microstructural level by a combined micro- and macro-electrochemical experimental approach (bottom-up). The PhD thesis shall help to clarify whether or not signals associated with SCC initiation can univocally and reproducibly be detected within EN measurements and be separated from those of other corrosion processes or other signal sources. The prime result expected is the identification of adequate and robust signal parameters or patterns, which could then be used as early warning signs of SCC initiation in the lab/field. In preparation of this thesis a low-pressure facility with a slow strain rate (SSR) test unit for SCC experiments in aqueous thiosulphate solution at temperatures below

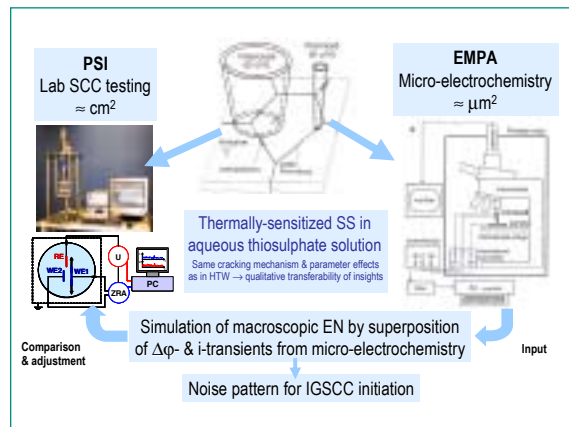


Fig. 13: Structure and strategy of the PhD thesis which started in 2008.

90 °C was built-up [9]. So far 12 SSR and 2 constant load (CL) experiments with stainless steels with a different degree of sensitization with electrochemical potential noise (EPN) or simultaneous electrochemical current noise (ECN) and EPN measurements were performed in aqueous thiosulphate solution during 2008. The results are summarized in [9]. Figure 14 shows typical cathodic potential and anodic current transients during a SSR test with a severely sensitized stainless steel, which are related to oxide film rupture and repassivation events during crack initiation at different surface locations as well as to surface crack growth of the resulting microcracks [9]. Interruption of tests after the first appearance of a relevant current transient clearly demonstrated that the detection of a single SCC initiation site with a crack area of 100 times 30 µm by EN measurements is possible in this environment system [9]. The EN and transients (polarity, shape, magnitude, density, etc.) of these tests are currently under evaluation. These preliminary investigations indicate

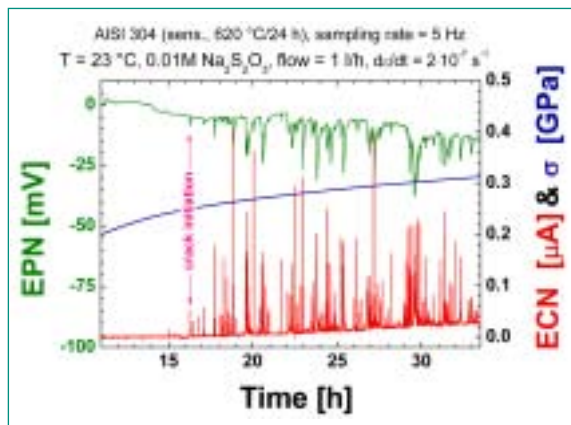


Fig. 14: Typical current and potential transients during a SSR test with a sensitized 304 stainless steel in aqueous thiosulphate solution.

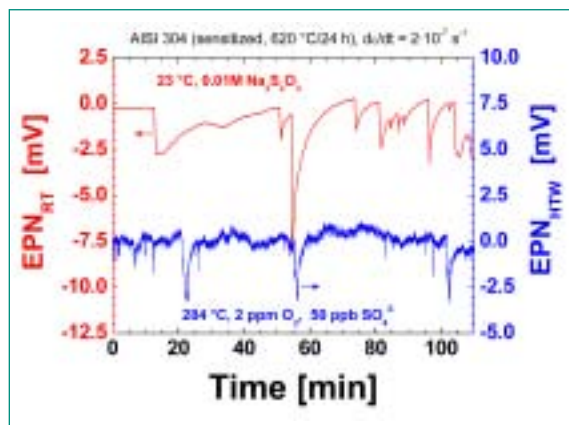


Fig. 15: Comparable potential transients during a SSR test with a sensitized stainless steel in thiosulphate solution (EPN_{RT}) and oxygenated high-temperature water (EPN_{HTW}).

that the first large current transients occur at lower stress and strain levels with increasing degree of sensitization. Similar investigations with stainless steels with different degree of sensitization were performed in high-temperature water and revealed very comparable results as the room temperature tests in aqueous thiosulphate solution. The results of these evaluations are summarized in [8, 14]. If the distance between the specimen and the reference electrode was kept small enough in high-temperature water, the same potential transients could be observed in both systems as shown in Figure 15. This observation thus supports the basic transferability idea of the thesis.

3.2.2 Investigations in Simulated BWR/NWC Environment

30 SCC initiation tests with EPN or simultaneous ECN & EPN measurements were performed in oxygenated high-temperature water (250/288 °C, 8 or 2 ppm DO, <1, 50 or 100 ppb SO₄²⁻). Solution annealed (1050 °C/30 min/water quenched; EPR ≤ 0.1 %) and furnace sensitized (620 °C/1 h, 9 or 24 h; EPR = 1, 15 or 22 – 28 %) AISI 304 grade stainless steels with a carbon content of 0.06 wt.% were used for these experiments. SSR tests with an applied strain rate of 2·10⁻⁷ s⁻¹, CL tests with step-wise increase of stress level or combined SSR-CL tests with notched round tensile specimens were applied and usually unloaded at specific strain levels or measurement times, when certain features were observed in the EPN or ECN signals. Additionally, first tests with passively loaded C-ring specimens were performed. The surface & in-depth cracking and the fracture mode of the specimens were then analyzed in the SEM after the test. The results of these experiments are discussed in [8, 14, 20].

Additionally, experiments with 12.5 mm thick C(T) specimens with a sharp notch (ρ = 0.1 mm) and with notched round tensile specimens with a circular u- or v-notch were used to study the EAC initiation and subsequent growth under cyclic, slow rising and CL with simultaneous EPN and crack length measurement by the DCPD method [8, 14]. Although there is a disturbance of the EPN signal by the DCPD, this effect could be reduced to an acceptable level. A detailed 2- and 3-D Finite Element calibration of the DCPD for the circular u- and v-notched tensile specimens including plasticity effects was performed. The DCPD usually has a higher sensitivity for crack growth in notched cylindrical specimens than in C(T) specimens, but the geometry change by plastic deformation of the specimen results in a relevant change of the potential drop before crack initiation. This makes the identification of crack initiation more difficult and uncertain than in C(T) specimens, where this plasticity effect is very small under small scale yielding conditions. Figure 16 shows an example of such a combined SSR-CL test with a circular notched tensile specimen. SCC initiation was detected slightly earlier by the EPN measurement than by DCPD, which is probably related to the above mentioned plasticity effect.

The experiments with simultaneous on-line crack growth measurement by DCPD confirmed that once the crack became deep after initiation and the crack-tip moved away from the surface, the EN signal from the crack front accessible outside the crack became small in good agreement with the limited throwing power in the low-conductivity water [14]. Therefore, only crack initiation and subsequent surface or near surface crack growth may be detected by the EN technique.

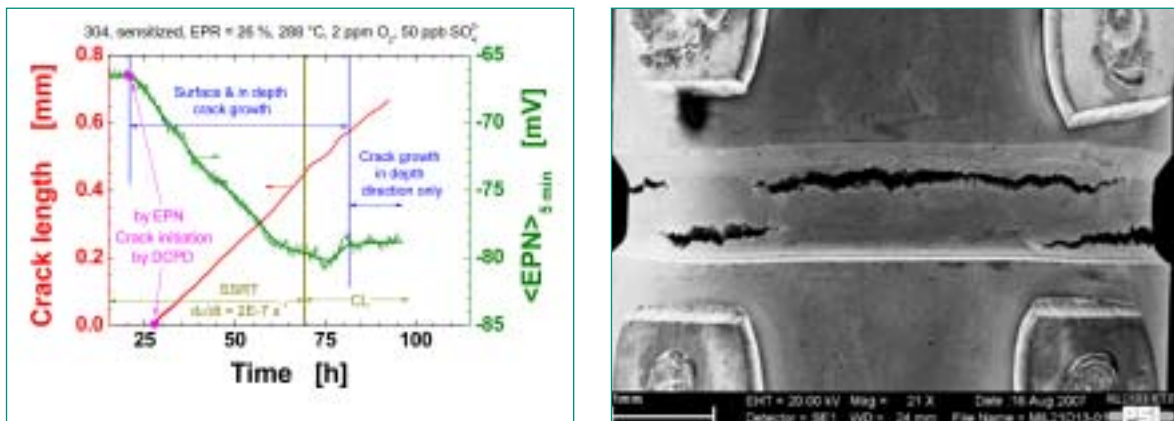


Fig. 16: Course of averaged EPN and crack growth (by DCPD) in a combined SSR-CL test with a circular notched a sensitized stainless steel specimen in oxygenated high-temperature water (left). SEM micrograph of the specimen with IG SCC (right).

Because of the very limited throwing power in low conductivity electrolytes, the distance between the specimen surface and the reference and counter electrode in EPN and ECN measurements is an important parameter. This aspect was investigated with a special facility during the research stay of Mr. Ritter at VTT in 2007. Because of several experimental problems (e.g., with temperature stability) only the two last experiments could be regarded as reliable and no conclusion could be drawn with respect to the reference electrode position aspect. Therefore, additional tests with multiple reference electrodes at different distances from the specimen surfaces were performed with special flat tensile specimens with a «gentle» U-notch in the middle of the gauge length on one side of the specimens at PSI. Figure 17 shows the results of such an experiment. The potential decay and amplitude of potential transients increased with decreasing distance to the specimen surface. Very similar potential transients as in the room temperature tests at higher conductivities could be increasingly resolved with decreasing distance from the specimen surface (Figure 17b). There is a lower limit for this distance, where a different local water chemistry may arise because the evolution of an occluded chemistry in the crevice between the reference electrode and specimen.

The experiments, which were performed so far, indicated that early SCC detection by EN is possible in simulated BWR/NWC environment under stable and stationary lab conditions. SSR or CL tests, which were unloaded slightly before the nominal stress reached the high-temperature yield strength or briefly after the potential and current signals started to change, revealed that single small intergranular semi-elliptical surface flaws with a surface crack length and crack depth of about 150 μm

may be detected by EN measurements. The experiments with simultaneous on-line crack growth measurement by DCPD confirmed that once the crack became deep after initiation and the crack-tip moved away from the surface, the EN signal from the crack front accessible outside the crack became small in good agreement with the limited throwing power in the low-conductivity, high-purity water. Therefore, only crack initiation and subsequent surface or near surface crack growth may be detected by EN measurements. A small distance between the specimen and reference or counter electrode is essential for high quality EPN and ECN measurements and reliable detection of SCC initiation.

The observed cathodic and anodic polarity and the shape of individual potential and current transients during SCC initiation are probably related to oxide film rupture and repassivation events during crack initiation at different surface locations as well as to surface crack growth of the formed microcracks. The initiation process of IG SCC thus involves local anodic dissolution, which would be in line with a slip dissolution mechanism. The superposition of such potential and current signals from individual initiation events at different surface locations and the surface crack growth of such microcracks under slow straining conditions with increasing plastic strain may result in a quasi-continuous cathodic decrease of the potential and anodic increase of the current signal in case of a sufficiently high event frequency or crack growth rate. Furthermore, the superimposed crevice currents and resulting potential changes of the differential aeration cell in the crack mouth region, which change with the crack mouth opening, further contribute to these signal changes. Individual transients may therefore not be resolved in every case, in particular for

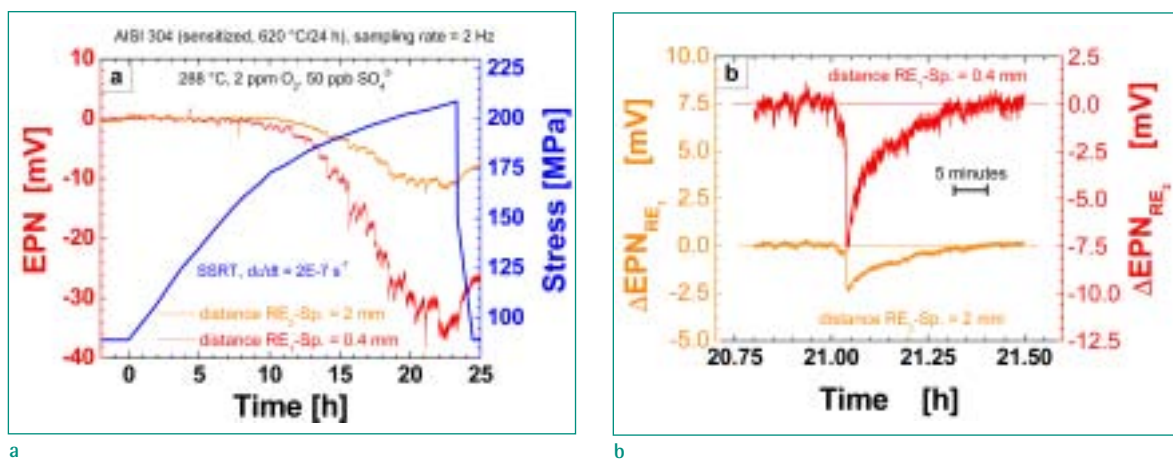


Fig. 17: Effect of distance between reference electrode and specimen surface on the EPN during a SSR experiment (a). Example of an individual potential transient from (a) at higher resolution (b).

large distances between the specimen surface and the reference or counter electrodes.

For a final assessment of the corrosion monitoring potential of the EN method under BWR conditions, further critical experiments covering other plant relevant parameters are necessary. Such experiments should cover the effect of loading mode, hydrogen, conductivity, temperature and flow rate and include multiple specimen long-term tests under static load (e.g., by the servo-pneumatic bellows loading system).

3.3 Sub-Project III – EAC In Alloy 182 Weld Metal and Dissimilar Metal Welds

3.3.1 ICG-EAC Round Robin on SCC in Alloy 182 Weld Metal

The ICG-EAC round robin program on SCC in Alloy 182 weld metal consists on a BWR and PWR part and on several experimental phases [3]. The last core phase with Alloy 182 weld metal was terminated in 2007 by the overwhelming part of the participants and the newest test results did not reveal different or other insights than reported in 2006 [3]. Currently a final report is under preparation by the coordinator of the round robin. It is expected that a draft version of the final report will be available at the next ICG-EAC-Meeting in April 2009. The final report will be available for HSK as confidential information.

3.3.2 EAC in an Alloy 182 – SA 508 Cl.2 Dissimilar Metal Weld

Recent SCC incidents in the weld metal of bottom head penetration housing and core shroud support welds of BWR have drawn the attention to the SCC behaviour in the transition region of Alloy 182-low-alloy steel (LAS) dissimilar weld joints, and in particular, to the issue whether an intergranular/interdendritic SCC crack propagating in the weld metal could easily penetrate through the fusion line into the adjacent low-alloy RPV steel. In order to improve the understanding of the SCC behaviour in the transition region, the SCC crack growth behaviour in the transition region of a simulated Alloy 182-SA 508 Cl.2 weld joint was investigated under simulated BWR/NWC and PWR conditions at FRI and PSI. The BWR/NWC investigations were terminated this spring and summarized in a detailed journal paper [4]. Currently a test under simulated primary PWR condition is running at PSI, which will be terminated at the end of

this year. A corresponding test was recently terminated at FRI, but not yet fully evaluated. The PWR results will be summarized in the final report. The following major conclusions could be derived for BWR/NWC environments:

At K_I -values $< 50 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ cessation of interdendritic SCC crack growth was observed in high-purity and sulphate containing oxygenated high-temperature water under constant or periodical partial unloading conditions for those parts of the crack front, which reached the fusion line. In chloride containing water, on the other hand, the interdendritic SCC crack in the Alloy 182 weld metal very easily crossed the fusion line and further propagated with a very high rate as a transgranular crack into the heat-affected zone and base metal of the adjacent LAS at K_I -levels below $30 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ (Figure 18).

The observed SCC cracking behaviour at the interface correlates excellently with the field experience of such dissimilar metal weld joints, where SCC cracking was usually confined to the Alloy 182 weld metal. The fusion boundary seems thus to represent a significant barrier for SCC crack growth from the Alloy 182 to the RPV steel, but minor crack growth into the adjacent RPV steel is not impossible. Under static loading conditions in chloride-free, high-temperature water, there seems to be little risk, that a fast growing interdendritic SCC crack may cross the fusion line and significantly propagate into the adjacent low-alloy RPV steel. Even if a crack would cross the fusion line under static load, it

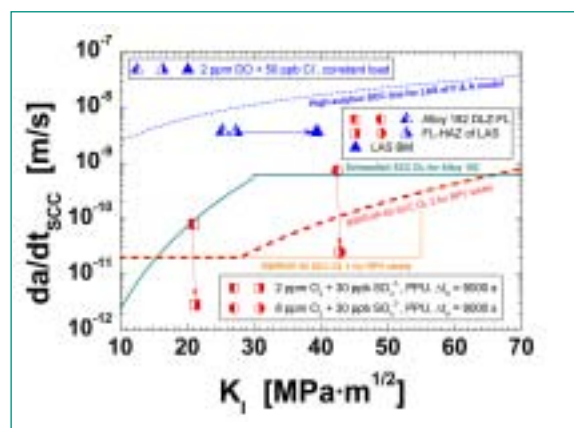


Fig. 18: Comparison of the fundamentally-different SCC crack growth behaviour in the region of the fusion line in sulphate and chloride containing oxygenated high-temperature water with disposition curves for Alloy 182 and LAS [15]. (DLZ = dilution zone of Alloy 182 weld metal, FL = fusion line, HAZ = heat-affected zone of LAS RPV steel, BM = unaffected base metal of LAS RPV steel).

is anticipated that cessation of SCC occurs in the LAS HAZ or at the latest in the unaffected LAS base material. Major EAC crack propagation into the RPV material is therefore not expected as long as the number of plant transients is limited and severe and prolonged chloride excursions are avoided (i.e., if water chemistry is kept below the EPRI action level 1 limit).

These important conclusions should be verified by further tests with additional dissimilar weld joints representing different welding qualities and different LAS base materials (steel sulphur content and susceptibility to dynamic strain ageing). Since the stress intensity factor in the interface region of certain dissimilar metal welds (e.g., in highly constrained RPV-internal attachment welds) can reach very high levels in some field situations, such investigations should also include experiments in the K_I -range of 50 to 80 MPa·m^{1/2} in high-purity water and with chloride levels below 5 to 10 ppb, which requires the use of sufficiently large specimens. Because of the safety concern in case of SCC in the RPV, the special emphasis of these evaluations should be placed to a better establishment of the thresholds for K_I and sulfate/chloride content, where SCC crack growth into the adjacent LAS RPV may occur. Furthermore, the mitigation effect of HWC under these critical conditions should be investigated.

3.4 Publications 2008

During 2008, in total five papers in scientific journals [15 – 19] and eleven contributions to international conferences were generated [4 – 14] as an output of the KORA project.

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 (PhD or Master thesis). The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate HSK and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project status and semi-annual project meetings. In the field of SCC detection by EN measurements, we have established a collaboration with the Corrosion and Materials Integrity Laboratory at EMPA, which includes a joint PhD thesis in this field.

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 [4 – 11]. PSI is actively participating in international round robin activities within the ICG-EAC- and ECG-COMON groups, which are dealing with SCC in Alloy 182 weld metals and the qualification of EN measurement instruments. In 2008, the annual ECG-COMON was organized by and held at PSI. PSI is actively involved in the organization of a biannual Summer/Fall School on «Nuclear Corrosion», which will run under the auspice of the EFC-WP4 and will be held for the first time next year in Belgium.

Within the 6th EU-framework program, our group is involved in the Integrated Infrastructure Initiative for Materials Testing Reactors Innovations (MTR+I3) [24] and actively participates as an associate member in the Network for Excellence for Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE) [25]. One goal of MTR+I3 is to develop optimized and innovative material test and investigation methods for existing and future test reactors. We are involved in a working package, which aims to develop an experimental set-up for SCC initiation studies by the EN measurement technique. Within MTR+I3 a unique servo-pneumatic bellows loading system with multiple ring specimen compression loading device was installed at PSI with the support of one of the developers of this system at VTT during a short guest scientist stay at PSI. NULIFE is dealing with the harmonisation of lifetime prediction and safety assessments of nuclear power plant components in the context of different ageing and degradation mechanisms like fatigue, EAC and neutron embrittlement and covers topics, which are highly relevant for HSK. Our group is actively involved in the two Pilot Projects on Thermal Fatigue and SCC of Alloy 182. PSI provided the largest SCC crack growth data base to this project and gave relevant input information to the review on SCC disposition curves for Alloy 182 [26]. Furthermore, there is a very productive collaboration between PSI and the renowned Fracture and Reliability Research Institute of the Tohoku University in Sendai/Ja-

pan in the field of SCC of dissimilar metal welds [15] (see Section 3.3.2). It is foreseen to prolong this collaboration with FRI as part of the new KORA-II project.

In the field of SCC detection by EN, we have established a new collaboration with the Chair for Surface Science and Corrosion of the Department of Materials Science of the Friedrich-Alexander University of Erlangen-Nuremberg. Prof. Dr. S. Virtanen from this institute is supervising the joint EMPA/PSI PhD thesis mentioned before. 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 BWRVIP-60 and the development of a BWR Codes Case for LAS, which is related to Section XI of the ASME BPV Code. These planned modifications are mainly based on the results, which were generated within the RIKORR-I & II (HSK) and the CASTOC (EU-5) projects.

6. Assessment and Conclusions of 2008, Perspectives for 2009

6.1 Assessment of 2008

The overwhelming part of the project goals and milestones for 2008 has been achieved.

6.2 Conclusions

Sub-project-I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels: The CF behaviour of different low-carbon and stabilized austenitic stainless steels was characterized under simulated BWR/HWC and primary PWR conditions by cyclic fatigue tests with pre-cracked and notched-only fracture mechanics specimens in the temperature range from 90 to 320 °C.

Corrosion fatigue crack growth: Both under BWR/HWC and PWR conditions, relevant environmental acceleration of fatigue crack growth occurred in all investigated low-carbon and stabilized stainless steels for the combination of loading frequencies ≤ 0.1 Hz, temperatures ≥ 150 °C and ΔK values ≥ 3 MPa·m^{1/2}. If these conjoint threshold conditions were simultaneously satisfied, the environmental enhancement increased with decreasing loading frequency and ΔK and increasing temperature. Material and water chemistry parameters

usually only had a little effect. Under these conditions, the BWR/HWC and PWR environments usually resulted in acceleration of fatigue crack growth by a factor of 5 to 20 with respect to air. Under comparable loading conditions, the CF crack growth rates under oxidizing BWR/NWC conditions were usually a factor of 2 to 4 higher than under HWC or PWR conditions at low corrosion potentials.

The current ASME BPV Code Section XI fatigue curves are increasingly exceeded with decreasing loading frequency below 0.1 Hz for BWR/NWC, HWC and PWR conditions and therefore not conservative. A modification of these curves should therefore be pursued! From an engineering point of view, the CF crack growth in the time-domain in different austenitic stainless steels can be described with reasonably accuracy by a single curve for PWR and BWR/HWC conditions, respectively. The time-domain analysis is therefore the best way to develop modified fatigue crack growth curves in case of environmental effects.

Corrosion fatigue initiation: The first few fatigue initiation tests with notched-only fracture mechanics specimens in BWR/HWC and PWR environments showed similar parameter effects as the CF crack growth studies or investigations with strain-controlled LCF experiments with smooth specimens. They revealed a relevant environmental reduction of fatigue initiation life for the combination of temperatures above 150 °C, notch strain rates below 0.1%/s and notch strain amplitudes ≥ 0.3 %. If these preliminary conjoint threshold conditions were simultaneously satisfied, the environmental enhancement increased with decreasing strain rate and increasing temperature. Material and environmental parameters usually only had a little effect. Subsequent to initiation, the stationary short crack CF crack growth rates after crack advances of 50 to 200 μm from the notch-tip were in the typical range of corresponding long crack results and also showed the same system parameter response. The effect of environment on the initiation process was relevantly stronger than on the subsequent stationary short crack growth. Solution annealed steels showed slightly shorter CF initiation lives but also lower stationary short CF crack growth rates under BWR/HWC and PWR conditions at low ECP than under highly oxidizing BWR/NWC conditions. Sensitization resulted in more pronounced environmental effects only under BWR/NWC conditions at high ECP.

The preliminary observations of this study qualitatively confirm the results of strain-controlled LCF experiments in NUREG/CR-6909 [21], which form the basis of the

new NRC Regulatory Guide 1.207 [22]. This guide describes an approach how environmental effects have to be included in the fatigue design and evaluation according to Section III of the current ASME BPV code (e.g., in case of new plants or license renewals). Although the possibility of environmental effects on fatigue initiation in LWR environments is undisputed, the accumulated excellent field experience of fatigue-designed stainless steel primary pressure boundary components does not indicate any generic deficiencies in the current fatigue design procedures by the ignorance of environmental effects. This is related to a relevant part to the large degree of overall conservatism in current fatigue evaluation procedures and to the fact that for many plant transients one or several threshold conditions are not satisfied resulting in moderate environmental effects. It is recommended to further evaluate environmental effects on fatigue initiation under more realistic and plant relevant conditions (e.g., small strain amplitudes, TMF, mean stress, long periods with static load, etc.) before this approach is applied to existing plants.

Sub-project-II – Detection of SCC Initiation by EN Measurements: The SCC initiation experiments with independent on-line crack growth monitoring by DCPD indicated that early SCC detection by EN is possible under stable and stationary lab conditions in oxygenated high-temperature water. Individual small intergranular semi-elliptical surface flaws with a surface crack length and crack depth of about 150 μm may be detected by EN measurements. But on the other hand, only crack initiation and the subsequent surface or near surface growth may be detected by EN measurements in low-conductivity, high-purity water. Furthermore, a short distance between the specimen surface and reference electrode is crucial to achieve a high sensitivity.

The observed polarity of the potential and current signal changes/shifts and shapes of individual EN transients during SCC initiation suggest a mechanism, which involves film rupture/local anodic dissolution/repassivation. Similar EN signals were observed for inter- and transgranular SCC in sensitized and solution annealed stainless steels, which indicates that similar electrochemical processes are involved in both cracking mechanism.

It is recommended to further evaluate this promising technique in long-term tests under static load and to include further important and plant relevant parameters (dissolved hydrogen content, temperature, flow rate, cold-work), which were not explored so far.

Sub-project-III – EAC in Alloy 182 Weld Metal & Dissimilar Metal Welds: Both the round robin pro-

gram and the investigations with the dissimilar metal weld have confirmed the high SCC susceptibility of Alloy 182 under BWR/NWC conditions and the adequacy of the Swedish disposition curve for this material. In the dissimilar metal weld specimens in high-purity water, cessation of SCC crack growth in the Alloy 182 weld metal was observed at the fusion boundary and no crack relevantly propagated into the adjacent low-alloy RPV steel, which basically confirms the service experience of such welds, where cracking usually was confined to the Alloy 182 weld metal. Because of the high residual stresses in some RPV-internal attachment welds, these very important results should be further verified at higher K_I -values of 50 to 80 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$.

6.3 Perspectives for 2009

The KORA project can be successfully terminated as planned by the end of 2008 with achievement of all the major milestones and goals. The final project report, which will also contain the final conclusions and recommendations with respect to plant operation and Codes, will be available in March 2009.

Currently, a follow-up project KORA-II (2009 – 2011), which is a logical continuation of KORA (2006 – 2008) is under discussion with HSK [27]. In sub-project I, the effect of the reactor coolant on fatigue and thermal fatigue initiation and short crack growth in austenitic stainless steels will be investigated under PWR and BWR/HWC conditions with strain-controlled LCF and thermo-mechanical fatigue experiments with hollow cylinder specimens and with load-controlled tests with notched C(T) specimens. The special emphasis will be placed to more realistic and plant relevant conditions and a critical assessment of the current US NRC Regulatory Guide 1.207 and the related NUREG/CR-6909 approach. Sub-project II is dealing with SCC in dissimilar metal welds. Test bodies with realistic SCC cracks for the qualification of non-destructive test methods will be generated within part A, which might also be used as an in-kind contribution to the future international PINC-II project. Part B is dealing with the characterization of the SCC crack growth behaviour perpendicular to the fusion line into the adjacent low-alloy RPV steel at high K_I -values. This part is a continuation of the collaboration with FRI and could also result in a participation in large Japanese national research program in this field. In sub-project III selected fundamental aspects of the SCC initiation behaviour in stainless and LAS (effect of chloride) are

investigated. Sub-project III represents the long-term oriented basic science part, whereas the other two sub-projects are clearly linked to very actual needs of HSK.

7. References

- [1] *Strategiepapier* «Regulatorische Sicherheitsforschung der HSK», HSK-AN-6536, April 2008.
- [2] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Projektantrag KORA zu Händen der HSK», PSI AN-43-05-22-Rev.1, January 6, 2006.
- [3] *H.P. Seifert, S. Ritter, U. Ineichen, B. Gerodetti, B. Baumgartner, L. Nue*, «KORA – Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials», 2006 Annual Report for the Swiss Federal Office of Energy and Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, November 28, 2006.
- [4] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Corrosion Fatigue of Austenitic Stainless Steels under LWR Conditions», 2008 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, CD-ROM, Båstad, Sweden, April 20 – 25, 2008.
- [5] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «EAC Initiation in Carbon & Low-Alloy Steels in High-Temperature Water- Experimental Observations & Service Experience-», 2008 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, CD-ROM, Invited Talk, Båstad, Sweden, April 20 – 25, 2008.
- [6] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Effect of Chloride on EAC in LAS in High-Temperature Water», 2008 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, CD-ROM, Båstad, Sweden, April 20 – 25, 2008.
- [7] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Effect of Chloride on SCC Crack Growth in Low-Alloy RPV Steels under BWR/ NWC-Conditions», 2008 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, CD-ROM, Båstad, Sweden, April 20 – 25, 2008.
- [8] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Detection of Stress Corrosion Cracking by the Electrochemical Noise Technique under Simulated BWR Conditions – Preliminary Results», 2008 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, CD-ROM, Båstad, Sweden, April 20 – 25, 2008.
- [9] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Detection of SCC Initiation by EN Measurements in Thiosulphate Solution at Room Temperature», Minutes of 4th ECG-COMON Meeting, PSI, Switzerland, June 16 – 17, 2008.
- [10] *M. Breimesser*, «Detection of Stress Corrosion Cracking: A Micro-Electrochemical Approach», Minutes of 4th ECG-COMON Meeting, PSI, Switzerland, June 16 – 17, 2008.
- [11] *H.P. Seifert, J. Hickling, A. Roth*, «Crack Initiation Due to Environmentally Assisted Cracking in Carbon Steels and Low-Alloy Steels Exposed to High-Temperature Water – Part 1: Overview of Results from Laboratory Tests», Workshop on Detection, Avoidance, Mechanisms, Modeling, and Prediction of SCC Initiation in Water-Cooled Nuclear Reactor Plants, September 7 – 12, 2008, Beaune, Burgundy, France, CD-ROM.
- [12] *A. Roth, H.P. Seifert, J. Hickling*, «Crack Initiation Due to Environmentally Assisted Cracking in Carbon Steels and Low-Alloy Steels Exposed to High-Temperature Water – Part 2: Overview and Assessment of Operating Experience», Workshop on Detection, Avoidance, Mechanisms, Modeling, and Prediction of SCC Initiation in Water-Cooled Nuclear Reactor Plants, September 7 – 12, 2008, Beaune, Burgundy, France, CD-ROM.
- [13] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Corrosion fatigue Crack Growth Behaviour of Austenitic Stainless Steels under Simulated LWR Conditions», 17th International Corrosion Congress, Corrosion Control in the Service of the Society, October 6 – 10, 2008, Las Vegas, Nevada, USA, CD-ROM.
- [14] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Detection of Stress Corrosion Cracking in Simulated BWR Environment by Combining the Electrochemical Noise and DCPD Technique», EUROCORR 2008, September 7 – 11, 2008, Edinburgh, UK, CD-ROM.
- [15] *H.P. Seifert, S. Ritter, T. Shoji, Q.J. Peng, Y. Takeda, Z.P. Lu*, «Environmentally-Assisted Cracking Behaviour in the Transition Region of an Alloy 182/SA 508 Cl.2 Dissimilar Metal Weld Joint in Simulated Boiling Water Reactor Normal Water Chemistry Environment», *Journal of Nuclear Materials*, 378(2), 2008, pp. 197 – 210.
- [16] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Stress Corrosion Cracking of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels under Boiling Water Reactor Conditions», *Journal of Nuclear Materials*, 372(1), 2008, pp. 114 – 131.
- [17] *S. Ritter S., H.P. Seifert*, «Effect of Corrosion Potential on the Corrosion Fatigue Crack Growth Be-

- haviour of Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», *Journal of Nuclear Materials*, 375(1), 2008, pp. 72 – 79.
- [18] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels under Boiling Water Reactor Conditions», *Corrosion Science* 50(7), 2008, pp. 1884–1899.
- [19] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Strain-Induced Corrosion Cracking Behaviour of Low-Alloy Steels under Boiling Water Reactor Conditions», *Journal of Nuclear Materials*, 378(3), 2008, pp. 312 – 326.
- [20] *H.P. Seifert, S. Ritter, B. Baumgartner, L. Nue*, «KORA–Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials», 2007 Annual Report for the Swiss Federal Office of Energy and Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, November 28, 2007.
- [21] *O.K. Chopra, W.J. Shack*, «Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials», NUREG/CR-6909, US NRC, Washington DC, USA, Februar 2007, (<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6909/cr6909.pdf>).
- [22] *US NRC Regulatory Guide 1.207*, «Guidelines for Evaluating Fatigue Analyses Incorporating the Life reduction of Metal Components due to the Effect of the Light-Water Reactor Environment for New Reactors», US NRC, Washington DC, USA, März 2007, (<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/reg-guides/power-reactors/active/01-207/01-207.pdf>).
- [23] *H.P. Seifert, T. Suter*, «Establishment & Interpretation of Correlations between Macroscopic Electrochemical Noise Signals & Local Stress Corrosion Initiation Events by a Novel Micro-Electrochemical Bottom-up Approach», PhD proposal to the PSI and EMPA Research Committee, February 2007.
- [24] *Integrated Infrastructure Initiatives for Material Testing Reactors Innovations (MTR+I3)*, 6th Framework Programme for Research, Technological Development and Demonstration, NUCTECH-2005/6-3.4.4.1-1, EURATOM-2005-6.
- [25] *Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE)*, Network of Excellence, NUCTECH-2005/6-3.4.3.1-1, EURATOM-2005-6.
- [26] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «SCC in Alloy 182 Weld Metal - PSI Data Base», NULIFE RA-3 Pilot Project on SCC, Brussels, Belgium, July 2, 2008.
- [27] *H.P. Seifert, S. Ritter, H. Leber*, «Projektskizze zu KORA-II», Handout, HSK-PSI-Meeting, 30. Oktober 2008.

DIAGNOSTIK-II

Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement Due to Neutron Irradiation

Author and Co-Author(s)	H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod, M. Ramesh, R. Schwenold, P. Simon, U. Tschanz
Institution	Paul Scherrer Institut, Laboratory for Nuclear Materials
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 56 310 45 98, hans.leber@psi.ch, www.psi.ch and http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_cs.html
Duration of project	January 1, 2006 to December 31, 2008

ABSTRACT

Within the research project DIAGNOSTIK-II non-destructive methods are evaluated for the early detection of thermomechanical fatigue degradation of primary coolant circuit and for the determination of the RPV embrittlement due to neutron irradiation. Both, fatigue and irradiation embrittlement are important degradation mechanisms for primary pressure boundary components. The project was planned as a three year programme (2006–2008) and consists of the two sub-projects SP 1 and SP 2.

The goals of subproject SP 1 are the early detection and assessment of the thermomechanical fatigue degradation in the technical pre-cracked stage based on micro-crack initiation and growth. The evaluation of suitable non-destructive methods, which will allow the determination of damage in terms of fatigue cracks, demands classification and quantification of fatigue cracks. Fatigue cracks were classified into micro, short and long cracks. Their individual crack length is measured on the electro-polished and etched specimen surface. The crack density was plotted versus increasing usage factor and fatigue temperature. Different sensitive magnetic methods were applied in order to detect several materials properties, changing with increasing fatigue damage. Since the physical principles of those methods are based on the ferromagnetic materials properties, it came out that paramagnetic austenitic stainless pipe materials are very difficult to be measured because of their high austenite stability. A first trial of thermography images of fatigued specimens are promising to indicate longer short cracks, which are always shorter than the technical crack. A further trial of measurements by a tape head reading sensor allow to calibrate the recorded signal to the fatigue cycle number having a standard deviation almost proportional to the increasing cycles. In the frame of the PhD thesis the strain-controlled in-phase and out-of-phase thermomechanical fatigue (TMF) behaviour of

the Nb stabilized steel was studied and compared to the low cycle fatigue test at the TMF extreme temperatures. The surface relief mapping of sequential out-of-phase TMF cycling revealed the formation of persistent slip bands after the first 41 hardening cycles: The initiation of micro cracks at twin boundaries at the end of the intense softening (1024 cycles) was observed by scanning electron microscopy. Milling by focused ion beam permitted to follow the three dimensional crack growth. The same method is used to prepare thin lamellas for the analysis of the dislocation structure. A further series of comparing TMF experiments was launched with specimens of the non-stabilized TP 316L. In the frame of modelling the cycle number to failure can be predicted with a tolerance of 50 % for isothermal and TMF tests for mechanical strain amplitudes from 0.3 to 0.5 % in the temperature range from 100 to 340 °C.

SP 2 deals with the non-destructive determination of reactor pressure vessel steel embrittlement due to neutron irradiation by means of the Seebeck coefficient. The preliminary studies, after which the Seebeck coefficient continuously increased by about 500 nV/K for the neutron fluence in the range from 0 up to $4.5 \cdot 10^{19}$ neutrons per cm^2 , were confirmed as well as the linear relationship between the Seebeck coefficient and the ductile to brittle transition temperature shift of the absorbed energy measured by impact tests of Charpy V-notched specimens. Systematic measurements of the Seebeck coefficient of unirradiated and irradiated Charpy specimens made out of JRQ-steel were repeated in order to improve the reproducibility and accuracy. The remaining large scatter of Seebeck coefficient measurements of JRQ material is assumed to be due to material heterogeneity, which the reason of was approached by a microstructural investigation. Furthermore, a set of specimens stemming from the surveillance program of a Swiss NPP was measured, too.

1. Background and Project Goals

1.1. Background

The nuclear legislation in Switzerland (Kernenergiegesetz, KEG), which has been effective since 2005, does not foresee a general and specific limitation of the (license) lifetime of nuclear power plants (NPP) but requires that the current high safety level is maintained and adequately increased as well as continuously monitored during the whole operation period.

Also, with regard to the increased age of the Swiss NPP fleet (24 to 39 years), the current focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK) is therefore placed to the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment in the context of material ageing and degradation.

An accurate knowledge of the actual real degradation stage of aged primary pressure boundary components (PPBC) is essential for reliable lifetime prediction and structural integrity or safety assessments. In the above-mentioned context and with regard to plant life extension, the development and evaluation of advanced in-service inspection and continuous monitoring techniques for the detection, characterization and evaluation of degradation and ageing in primary pressure boundary components, in particular in the technical pre-crack stage, become increasingly important. Furthermore, such tools form the basis of an efficient and strategic proactive ageing management approach. This is different from classical non-destructive testing (NDT), which is dealing with the detection and sizing of large defects.

Fatigue is one of the most important degradation mechanisms for primary pressure boundary components. Relatively few fatigue cracking incidents have occurred in fatigue designed PPBC components in recent years and were mainly related to thermal or thermomechanical fatigue and to very specific thermal-hydraulic loading conditions, which were not anticipated during the design stage. In **sub-project SP 1** of the present research project **DIAGNOSTIK-II**, the **early detection and monitoring of material degradation in terms of thermomechanical fatigue cracks** in the technical pre-cracked stage is focussed on the evaluation and optimization of non-destructive methods for measuring the changing electric, magnetic or thermoelectric properties of the surface of specimens and exchanged components with short-cracks or crack-networks, formed long before the one or the other of them will become a large defect.

A second important degradation mechanism is the **RPV embrittlement due to neutron irradiation**, which is usually monitored by destructive Charpy impact tests of irradiated surveillance specimens. The ductile to brittle transition temperature (DBTT) shift of the absorbed energy versus the temperature curve to higher temperatures represents a measure of the brittle character of ferritic low alloyed steels. In the context of plant life extension there could be a lack of irradiated Charpy V-notch surveillance specimens. **Sub-project SP 2 of DIAGNOSTIK-II** aims to strengthen the relationship between the DBTT shift and the change of the Seebeck Coefficient. This latter can be determined by the thermoelectric power (TEP) between a warm and a cold contact on the irradiated Charpy-V-notch specimen. A pre-study revealed that there is a monotonic dependence of the Seebeck coefficient on the neutron fluence. The aim of SP 2 is to verify former results of the relationship between the Seebeck coefficient and the fluence by the TEP method for a JRQ material. The same method is applied to Surveillance specimens of Swiss nuclear power plants. Non-destructive measurements of the DBTT shift will complement or even partly replace the destructive Charpy impact tests for the monitoring of the embrittlement.

1.2. Project Goals

1.2.1. Sub-project SP 1: Monitoring of Thermomechanical Fatigue

The main objective is to evaluate and identify possible non-destructive magnetic and (thermo-) electric methods for the early detection of thermomechanical fatigue (TMF) degradation in the technical pre-crack stage based on crack initiation and micro-crack growth. In a second stage promising methods will be further optimized for TMF monitoring and qualified on exchanged components, which experienced TMF during service. For this reason two test facilities for TMF experiments were procured and optimized. TMF behaviour in terms of the quantitative development of the fatigue crack network will be systematically studied under plant relevant conditions as a function of mechanical loading, temperature and material parameters and compared to the isothermal low cycle fatigue (LCF) behaviour. The crack initiation and crack growth processes during these tests will be studied off-line and in-situ by different metallographic replica methods and the 3MA-II system (Multi-Parameter Micro-Magnetic Microstructure and Stress Analyzer). This systematic study aims first to re-

late the quantified crack network for a given set of TMF parameters to the measured changes of magnetic or electric parameters of the damaged specimen. Second, the life-time and damage data set helps to understand the fatigue behaviour of the experimented pipe materials. This work is supported by a PhD thesis, which covers the fundamental aspects and investigates the microstructural changes prior and during the crack initiation and growth processes during TMF by advanced methods like atomic force microscopy (AFM), 2 and 3 dimensional electron back scattered diffraction (2D or 3D-EBSD), the latter in combination with focused ion beam milling (FIB), scanning and transmission electron microscopy (SEM, TEM, respectively) and nanoindentation. To support the interpretation of these complex investigations, the fatigue life of metastable austenitic stainless steels is calculated in terms of stress, strain-induced martensite fraction and crack initiation and growth with crystal plasticity models for the cases of strain-controlled LCF and TMF cycles.

This sub-project is closely linked to the complementary PLiM-project, which deals with the experimental characterization and modelling of cyclic thermal shock under complex thermal-hydraulic mixing conditions. In PLiM, more realistic small component tests are performed and a robust top down continuum mechanics modelling approach with advanced finite element method is followed, which allows prediction on the behaviour of complex large components, but does not reveal information on the microscopic process leading to crack initiation.

1.2.2. Sub-project SP 2: Monitoring of RPV Embrittlement Due to Neutron Irradiation

The second sub-project SP 2, determination of RPV embrittlement owing to neutron irradiation by means of the Seebeck coefficient and of micro-magnetic properties of reactor pressure vessel steels, aims to clarify the applicability of the thermo-electric power (TEP) method for the diagnostics of material degradation. This includes

the establishment of a useful correlation between the thermoelectrical and toughness property, in terms of absorbed Charpy impact energy. This correlation will allow the non-destructive diagnostics of RPV steel embrittlement due to neutron irradiation. It is not intended to investigate the reasons for the changes of TEP or embrittlement on metal physical level.

2. Achieved Work and Obtained Results

2.1. Sub-project SP 1: Monitoring of Thermomechanical Fatigue

2.1.1. Test Materials

For the hereby reported tests, experiments and analysis four of the seven available commercial heats of four different austenitic stainless pipe (TP) steel grades, designed and processed for use as piping in NNPs, were used. Table 1 indicates the inspected chemical composition of the non-stabilized TP 304L and TP 316L and the Ti stabilized TP 321 and the Nb stabilized TP 347.

A more detailed description and the state of the procured pipe coupons were reported in [7] and [8].

2.1.2. Crack Network Quantification on Low Cycle Fatigued Specimens

The density and the distribution of observed length at the specimen surface of fatigue-induced micro and short cracks and the number of crossing grains, aims to qualify and quantify the fatigue damage in terms of changed magnetic, electric and/or thermo-electric properties. The fatigued specimens with the known quantitative damage served as a set of calibration samples for the different applied non-destructive diagnostic methods.

Fatigue cracks were counted, classified into micro, short and long cracks and measured in length on a electro-polished specimen surface of 135 mm² distributed on

TP (Code)	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	Co	Cu	N	Nb	Ti
304L (A)	0.029	0.20	1.77	0.020	0.004	19.0	0.122	10.35	0.034	0.186	0.0748	0.002	0.002
316L (B)	0.021	0.26	1.69	0.033	0.003	17.5	2.15	11.14	0.093	0.273	0.0601	0.012	0.003
321 (C)	0.060	0.18	1.88	0.03	0.004	17.9	0.234	10.13	0.109	0.223	0.0107	0.015	0.431
347 (K)	0.058	0.20	1.72	0.025	0.006	17.4	0.441	10.40	0.077	0.268	0.045	0.571	0.001

Table 1: Chemical composition of the four steel grades TP 304L, TP 316L, TP 321 and TP 347 according to ASTM SA-312/SA-312M (results in mass-%).

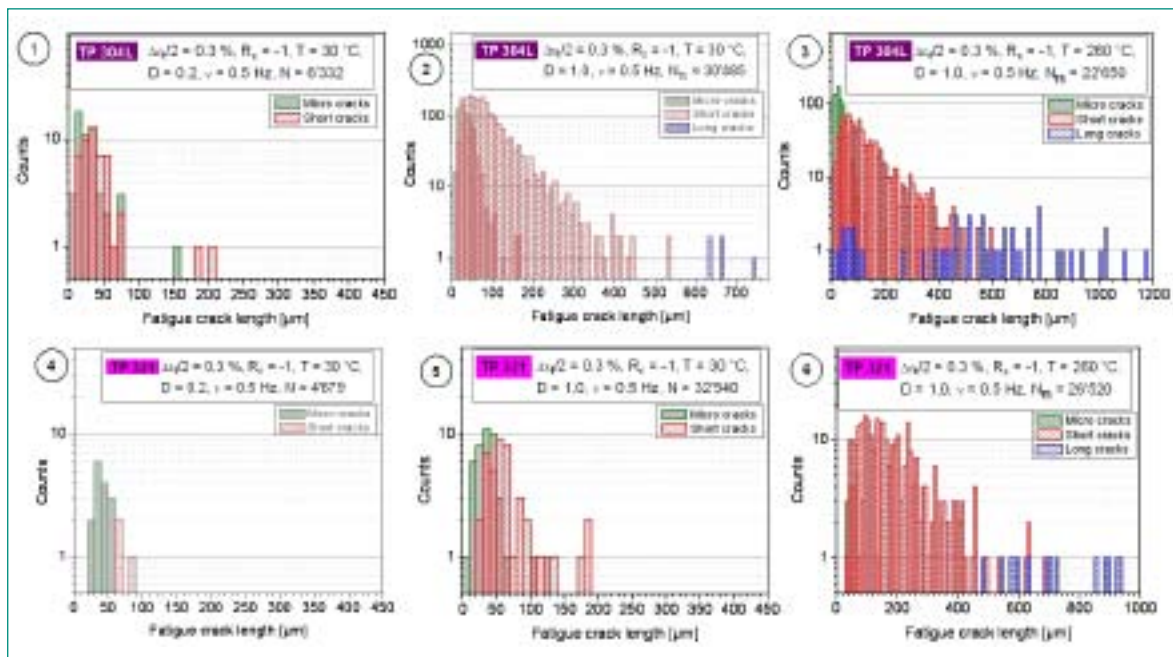
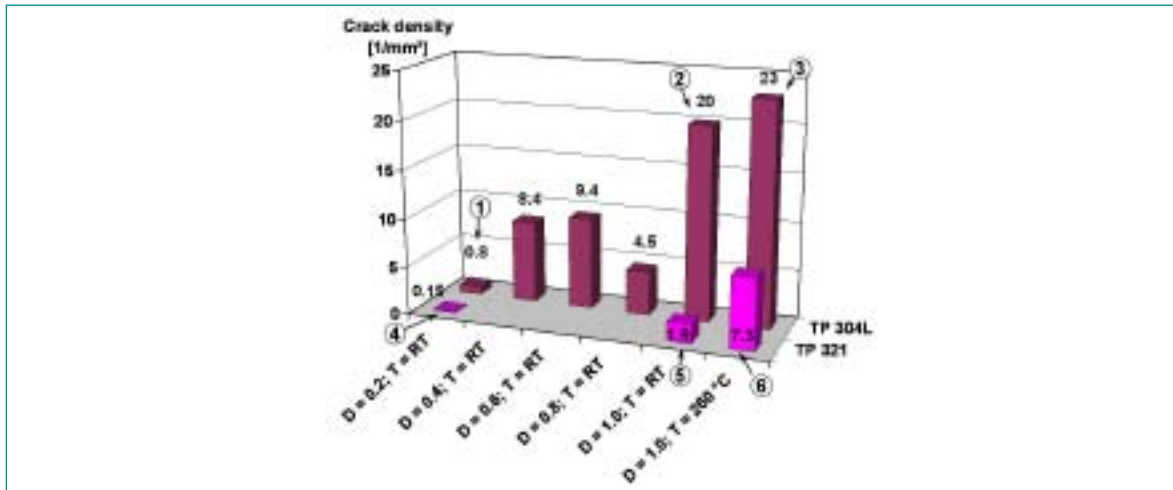


Fig. 1: Development of crack density at the surface of LCF tested specimens with increasing usage factor at room temperature and cycled until failure at 260 °C (right). In addition selected histograms of fatigue cracks classed into micro, short and long cracks counted on a specimen surface of 135 mm² (bottom).

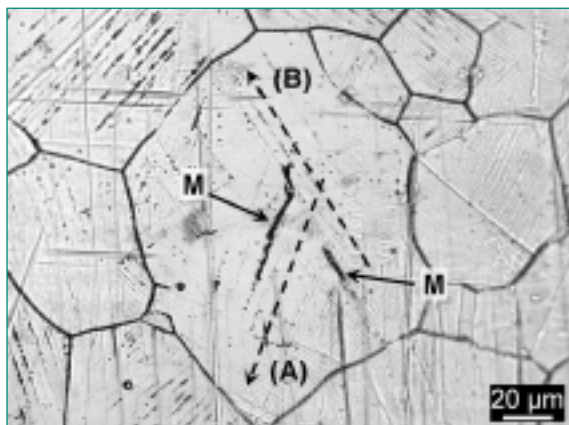


Fig. 2: Micrograph of electro-polished and etched LCF specimen showing micro-cracks (M) along two different slip systems (A and B).

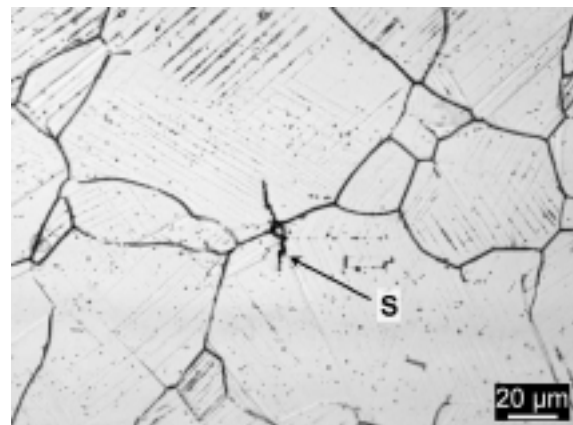


Fig. 3: Micrograph of electro-polished and etched LCF specimen showing a short crack (S) growing into two different grains.

8 lines over the circumference. Fatigue cracks were already observed after a cycle number corresponding to 20 % of the fatigue cycles to failure (usage factor $D = N/N_{f5} = 0.2$). The overall mean fatigue crack density is smaller than 1 crack per mm^2 in both steels, the non-stabilized grade TP 304L and the stabilized TP 321 (Fig. 1). Most cracks are micro-cracks initiated inside the grain. Their length at the surface does not exceed the diameter of the grain. A few short cracks extending from 2 up to 10 grains are recognized (corresponding histograms on the left in Fig. 1). In both steels, at room temperature the crack density increases with increasing fatigue cycles until failure (bar diagram in Fig. 1). This increase is more pronounced in the non-stabilized TP 304L than in the stabilized TP 321. If the LCF test runs at 260 °C until failure, the crack density is larger than at room temperature, whereas the relative increase with temperature is larger in the stabilized TP 321. The histograms of the different fatigue states reveal that the numbers of micro, short and long cracks as well as the mean crack length increase with increasing fatigue cycles. The ratio of short cracks to micro cracks increases with increasing fatigue cycles at room temperature and with increasing temperature in the case of fatigue cycling to failure. This observation proves that new micro cracks and short cracks are continuously initiated, existing cracks grow and growing micro cracks may become short cracks with increasing fatigue cycling. The distribution of micro, short and long cracks overlap since the classification was not based on the crack length, but on the number of crossed grains.

The grain boundary etching of the electro-polished surface allowed to recognize the stripes reflecting the slip planes inside the grain. Fig. 2 exhibits in the same grain two intersecting slip planes (A) and (B), and two cracks of different orientations. The presence of two slip planes was reported in crystals undergoing plastic strain amplitudes of 0.2 % [9], a value corresponding to those measured in our tests conducted under the total strain amplitude of 0.3% (about 0.17% of plastic strain amplitude). One of the cracks exhibited propagation along the two slip planes through a deflection.

The case that the two micro-cracks in Fig. 2 initiated each on a PSB of different directions (A and B) demands two active slip planes. Such an observation was reported as very rare for an AISI 316L steel fatigued at the constant plastic strain amplitude of 0.1% [10], in agreement with the literature that reports only one slip plane for the PSBs in a grain. Fig. 3 shows one or two cracks extending over two grains with possible crossing on the

grain boundary, whose initiation does not appear having occurred along a slip plane. Therefore it is assumed that one crack initiated on the grain boundary itself and grew into the two grains.

2.1.3. Magnetic Diagnostics

Further measurements by the **3MA-II system (Multi-Parameter Micro-Magnetic Microstructure and Stress Analyzer)** were performed this year on fatigued specimens taken out from the commercial pipe materials which possess volume fractions of strain-induced martensite in the order of less than 1 %. The 3MA-II system is based on the combination of modified magnetic properties like the multi-frequency Eddy current testing (MFEC), the incremental permeability ($\mu\Delta$), the tangential magnetic field harmonic analysis (Ht) and the Barkhausen noise (BN). This combination of testing methods allows the simultaneous measurement of several material physical characteristics at various depths and provides information on the material microstructure. Up to five custom-tailored parameters can be calibrated, which represents a multiple regression of about 41 simultaneously measured materials properties. A set of specimens worked out of a TP 304L pipe coupon, low cycle fatigued at room temperature to different usage factors of $D = N/N_{f5} = 0.2$; 0.4; 0.6 and 0.8 at room temperature and to failure at room temperature as well as at the temperatures $T = 80, 140, 200$ and 260 °C were calibrated for the strain-induced martensite fraction and for the usage factor. Fig. 4 shows that for both quantities the two measurements do not differ very much, whereas the difference between the measured values and the effective quantities is very large. It is evident that measurements based on magnetic properties can be applied to materials with an important fraction of ferromagnetic phase. Since the austenitic stainless pipe steels contain only very little fraction of ferromagnetic martensite, it is concluded that the 3MA-II system techniques is extremely difficult for correct measurements of material properties in paramagnetic materials.

For similar reasons mentioned above the first measurements of the permeability with the Ferromaster on exchanged components did not reveal any indications of fatigue damage in terms of locally increased permeability [11]. Some indications were based on local higher strain, which was a consequence from mechanical impacts due to the handling of the component, i. e. punched identification numbers. Further non-destructive measurements on exchanged components were not continued.

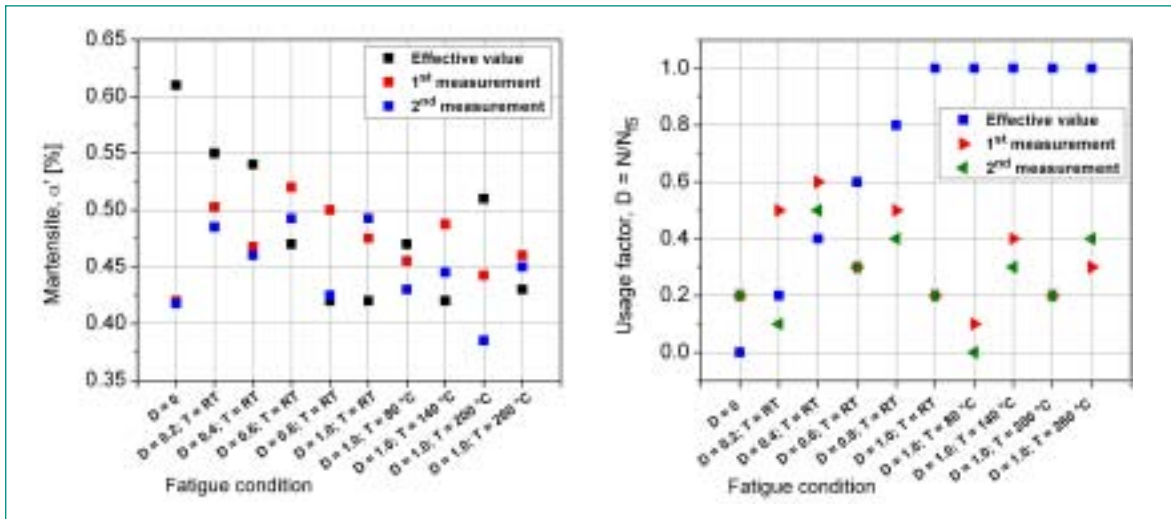


Fig. 4: 3MA-II system technique: Measurements of a set of LCF tested specimens taken out from TP 304 L pipe coupons. Effective and measured values of strain-induced martensite (left) and usage factors (right).

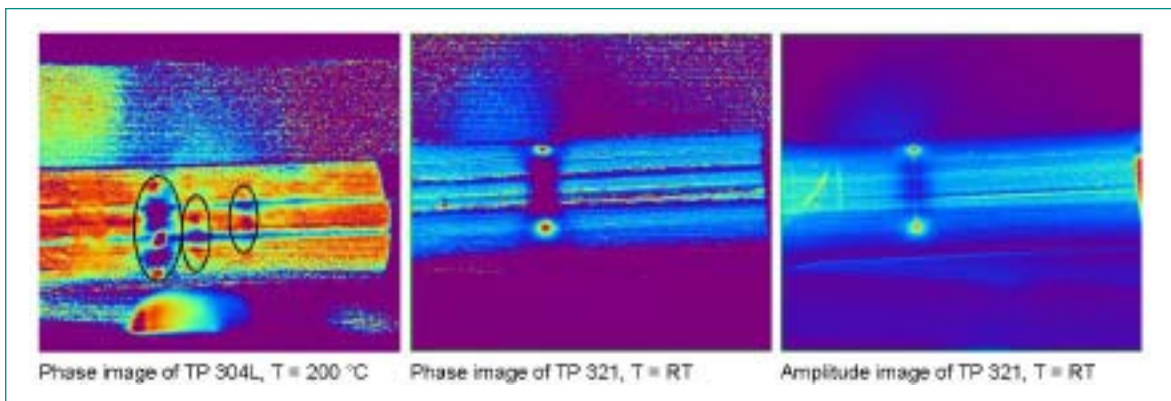


Fig. 5: Thermography (by MTU München): Results of first trial of a LCF tested specimens ($\Delta\epsilon_{tot}/2 = 0.3\%$, cycled until failure) taken out from TP 304L (left) and TP 321 pipe coupons (middle and right). Indication of the technical crack on all pictures and, on the left hand side picture, in addition indication of two short cracks.

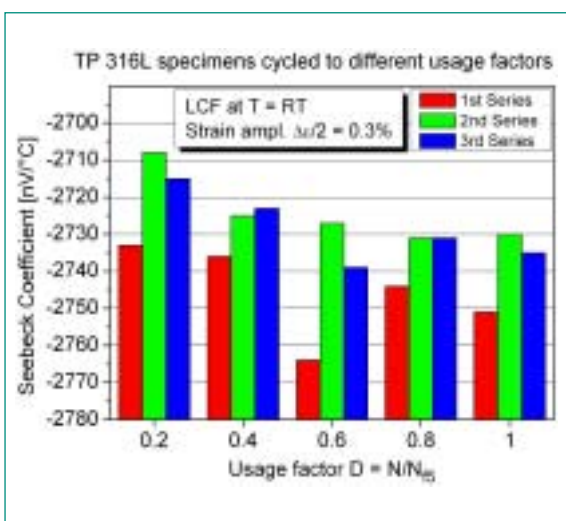


Fig. 6: SC determination by TEP measurements: Results of 3 series of Seebeck coefficient determination by of TP 316L specimens cycled to different usage factors and to failure at room temperature.

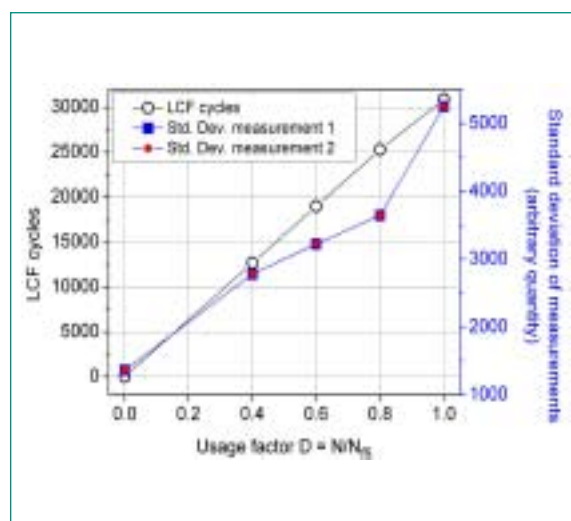


Fig. 7: Tape reading head sensor: Measured signal of TP 304L specimens fatigued to different usage factors and to failure at room temperature. Standard deviations of 2 measurements of the head response (arbitrary quantity).

Thermography is also a technique applied for the monitoring of fatigue damage. For a first trial two fatigued specimens, one of the TP 304L pipe steel with many longer cracks, another of the TP 321 (C) pipe steel with little shorter cracks, were measured at MTU München. Fig. 5 shows the first pictures two of them representing a phase image, the third an amplitude image: On all pictures there are indications of the technical cracks. On the thermograph taken from the TP 304L specimen indications of short fatigue cracks are observed, since this material possesses a larger susceptibility to fatigue crack initiation and growth than the TP 321 grade.

In order to determine the Seebeck coefficient (SC), the **thermoelectric power (TEP)** was measured on low cycle fatigued specimens made out of the non-stabilized TP 316 L pipe steel coupons. Fig. 6 shows how the SC varies with the usage factor $D = 0.2; 0.4; 0.6; 0.8$ and 1.0 . Although the scatter of the three series of measurements is important, a decrease of the SC is observed with increasing usage factor. From these first promising results it is concluded that the SC may reflect the fatigue damage in terms of fatigue cycles.

First detection of short cracks with a **tape reading head** were reported two years ago [8]. Fatigued specimens made out of the non-stabilized TP 304L pipe steel cycled at room temperature to different usage factors were measured. The cylindrical specimen surface was longitudinally magnetized and scanned with a resolution of 0.1 mm and in circumferential steps of 10° . The plots in Fig. 7 reveal that the standard deviation of the measured signal (arbitrary quantity) is almost proportional to the increasing fatigue cycle number. From these first promising results it can be concluded that this method allows to provide information of the fatigue damage in terms of increasing cycles.

2.1.4. Thermomechanical Fatigue (TMF) Testing

In the frame of the phase I of the PhD thesis strain-controlled in-phase (IP) and out-of-phase (OP) thermo-mechanical fatigue (TMF) tests and corresponding

isothermal low cycle fatigue (LCF) tests at the extreme temperatures were successfully completed on tubular specimens worked out of the Nb stabilized grade TP 347 (K) pipe coupon. Those specimens had an outer diameter of 8 mm and a wall thickness of 1.25 mm . Tests were performed according to the matrix for the determination of fatigue life (Table 2). The temperature interval was fixed to be between 100 and $340 \text{ }^\circ\text{C}$, the latter corresponding to a typical service temperature of a NPP. The cycle duration of the outside and inside air stream cooled tubular specimens could be reduced to 33 s in view of temperature profile and its axial and radial variation over the calibrated specimen length of 20 mm .

The tubular specimens had 3 flat faces regularly distributed over their circumference. One of the flat faces was parallel to the original pipe radial plane. The flat faces were worked in order to perform advanced microscopic investigation (viz AFM, 2D-EBSD, SEM, TEM, FIB, see paragraph 1.1.2.) The 4 steps pretest and test procedure of TMF were performed according to the validated code of practice for strain-controlled thermo-mechanical testing [12]. After the thermal stabilisation the thermal strain profile was measured under zero load, so that in the effective TMF test the thermal dilatation and contraction due to changing temperature of the specimen could be compensated. During the verification step the recorded thermal strain profile was applied whereas the stress profile had to be as small as possible. Fig. 8 shows the maximum and minimum stress response for the in-phase (IP) and out-of-phase (OP) TMF tests for all three mechanical strain amplitudes. Each curve represents a mean plot of three individual tests. Error bars for tensile stress response and cycle number to failure N_{f5} are placed at the end of the tensile stress response. For all sets of test conditions the secondary hardening increases with decreasing mechanical strain amplitude. The results show that the shorter fatigue life time of the specimens subjected to OP-TMF loading compared to IP-TMF loading is attributed to a tensile mean stress (not plotted here) and to a higher tensile stress level, both

	Thermomechanical fatigue (TMF)	Isothermal low cycle fatigue (LCF)
Waveform	Fully reversed triangular, $R_g(\text{mech}) = -1$	
Temperature	$100 \text{ }^\circ\text{C} \leq T \leq 340 \text{ }^\circ\text{C}$	$T = 100 \text{ }^\circ\text{C}$ and $340 \text{ }^\circ\text{C}$
Mechanical strain amplitude	$\Delta\varepsilon_{(\text{mech})}/2 = 0.3; 0.4; 0.5 \%$	$\Delta\varepsilon_{(\text{tot})}/2 = 0.3; 0.4, 0.5 \%$
Mechanical strain rate	$\Delta\varepsilon_{(\text{mech})}/\Delta t = 3.6; 4.8; 6.1 \cdot 10^{-4} \text{ s}^{-1}$	$\Delta\varepsilon_{(\text{mech})}/\Delta t = 3.6; 4.8; 6.1 \cdot 10^{-4} \text{ s}^{-1}$

Table 2: Parameters for the TMF test matrix and the comparable LCF tests.

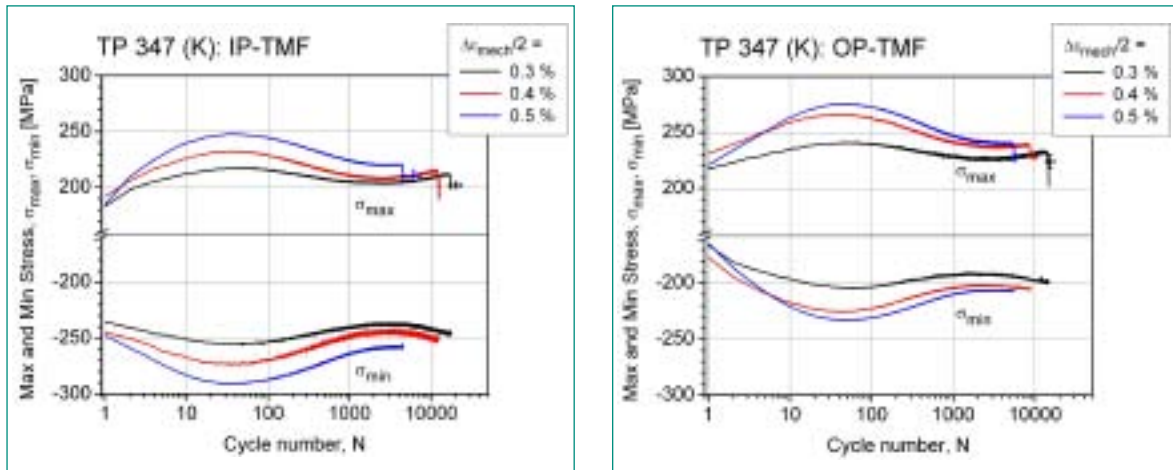


Fig. 8: In-Phase (left) and Out-of-phase (right) fully reversed TMF cycling until failure with three different mechanical strain amplitudes in the temperature range between 100 and 340 °C: Stress response in terms of maximum and minimum stresses with cycle number.

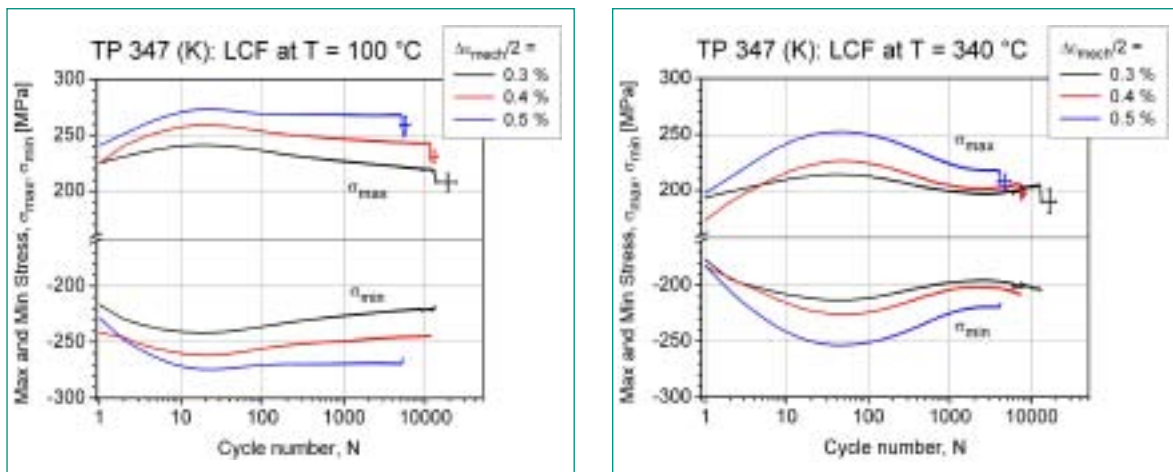


Fig. 9: LCF fully reversed cycling of tubular specimens at $T = 100\text{ °C}$ (left) and $T = 340\text{ °C}$ (right). Stress response in terms of maximum and minimum stresses with cycle number. Same mechanical strain amplitudes and mechanical strain rates as for IP- and OP-TMF tests.

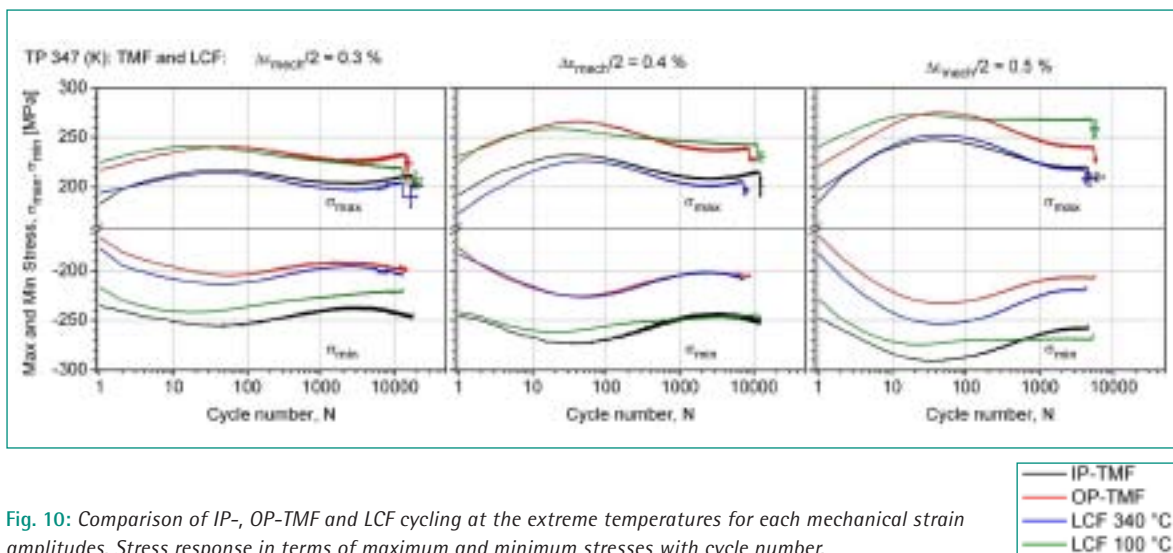


Fig. 10: Comparison of IP-, OP-TMF and LCF cycling at the extreme temperatures for each mechanical strain amplitudes. Stress response in terms of maximum and minimum stresses with cycle number.

leading to earlier crack initiation and faster propagation (Nagesha et al. [13]).

Fig. 9 shows the maximum and minimum stress responses for the corresponding LCF tests at the extreme temperatures of the TMF temperature cycles: $T = 100\text{ °C}$ and 340 °C . It comes out that the secondary hardening is completely absent at the LCF test at $T = 100\text{ °C}$, whereas it is maintained at $T = 340\text{ °C}$. The fatigue lifetime however does not differ significantly as it is observed by the stress plots in the logarithmic scale: As stated above IP-TMF cycled specimens have a longer fatigue life than OP-TMF cycled. LCF cycling at 100 °C lead also to a longer fatigue life than that at 340 °C .

In Fig. 10 the stress response behaviour of IP and OP TMF and LCF at 100 and 340 °C are compared for each tested mechanical strain amplitude. The strain hardening in the LCF test at 340 °C is only absent for the mechanical strain amplitude of 0.5% , whereas the secondary hardening in the LCF tested specimens at $T = 100\text{ °C}$ is replaced by a further softening or a stabilisation in the case of the mechanical strain amplitude $\Delta\varepsilon_{(\text{mech})}/2 = 0.5\%$. In general it is stated that the secondary hardening is not attributed to the strain-induced martensite transformation, since the latter is suppressed at temperatures above 100 to 140 °C .

2.1.5. Microstructural Investigation

The special conditions of OP-TMF testing ($\Delta\varepsilon_{(\text{mech})}/2 = 0.5\%$; $T = 100 - 340\text{ °C}$) included different accumulated cycling sequences. The microstructure on the flat faces of a specimen was examined after a total of 41, 124, 524 and 1024 cycles. The surface relief mapping by Atom Force Microscopy (AFM) shows the development of intrusions and extrusions at the specimen surface (Fig. 11), which is confirmed by the scanning electron microscopy (SEM). The initiation of extrusions occurred first on grains with the highest Schmid factor. Fig. 12 shows the initiated extrusions getting transmitted across the twin boundary owing to its special coincidence lattice relationship of $\Sigma = 3$, indicating that every third lattice point is continuous across these two crystals facilitating slip transmission across it.

A micro texture mapping by two dimensional Electron back scattered diffraction (2D-EBSD) reveals the appearance of persistent slip bands (PSB) within the grain or over the grain boundary into another grain whereas the direction of the slip band is modified (Fig. 12). The first PSBs are observed after a cycle number as small as 41 when the maximum tensile stress has been achieved during the first cyclic hardening. With increasing cycle

number the extrusion height at the surface increases as well as the number of persistent slip bands. It is after the cycle number of 1024 that micro-cracks are formed at a twin boundary inside the grain (Fig. 13). The observation is made by SEM and by the result of the micro-texture mapping with 2D EBSD. At the end of the steep softening regime (1024 cycles) the micro-cracks along the twin boundaries constitute the main damage accumulation mechanism. The elastic anisotropy seems to be responsible for a heterogeneous stress distribution leading to stress peaks at respective twin boundaries (Blochwitz and Tirschler [14]). Investigation by Focused Ion Beam (FIB) revealed that the initiated crack propagates in the three dimensional bulk along slip bands or along a combination of slip bands and not along the twin boundaries (Fig. 14).

The FIB technique also allows to work out small lamellas which will be transparent to electrons inside the transmission electron microscope (TEM) by ion beam milling. The aim of the TEM examination is the characterization of the dislocation structure and its modification prior and during the micro-crack initiation. Fig. 15 shows a sample with a crack and a FIB milled face perpendicular to the sample surface. The succeeding 3D EBSD analysis however revealed that an important fraction of another phase than the austenite was present. Further diffraction analysis proved that the lattice of the unexpected phase is body centred cubic (BCC). It came out that the kinetic energy of the ions is so large that the resulting deformation at the lamella surface initiated a strain-induced martensite transformation. The latter eliminates the original dislocation structure, which is intended to be investigated. Therefore it has to be figured out, if at all, under which conditions austenitic stainless steels can be ion milled without martensite transformation. This surprising phenomenon was not faced by the scientific community.

2.1.6. Modelling and Simulation

2.1.6.1. Introduction

The goals of the modelling of DIAGNOSTIK II is to calculate the cycle numbers at rupture for the thermomechanical fatigue tests of this project in terms of crack network. If validated, the model will have potential to calculate the lifetime of a specimen undergoing the loading of a metallic component expansive to reproduce in laboratory, at the limiting effect of the environment. The report includes a description of the crack initiation and propagation with the corresponding models (different from that presented in the previous report [11])

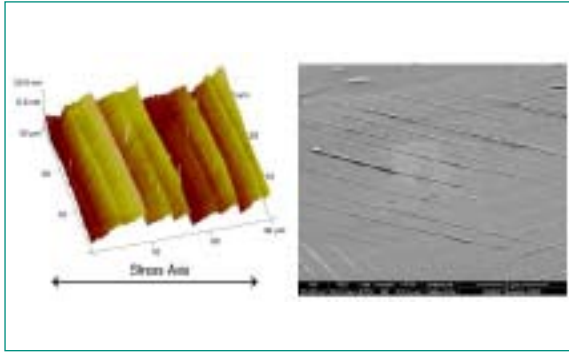


Fig. 11: OP-TMF test, 41 cycles: Surface relief mapping by AFM (left). The extrusion height is of 45 nm. Scanning electron (SEM) micrograph on the right side.

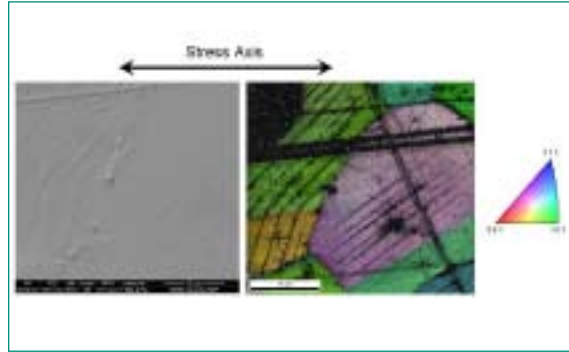


Fig. 12: OP-TMF, 41 cycles: Appearance of the first persistent slip bands (PSB) revealed by SEM (left) and micro-texture mapping by EBSD.

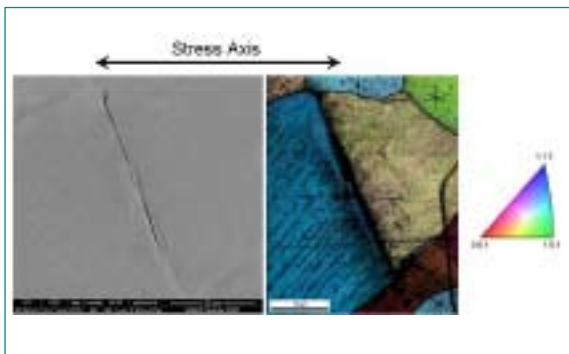


Fig. 13: OP-TMF test, 1024 cycles: Micro-crack at twin boundary, SEM micrograph (left) and EBSD micro-texture mapping.

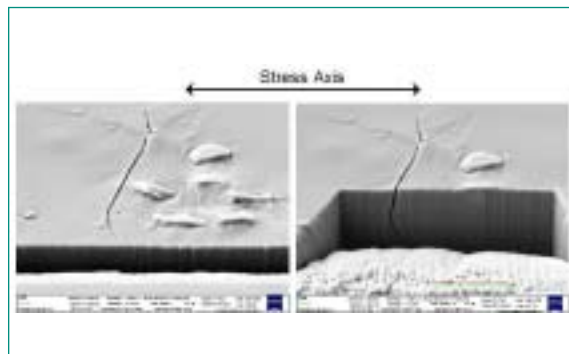


Fig. 14: 3 dimensional short crack propagation behaviour revealed by focused ion beam milling (FIB) and SEM.

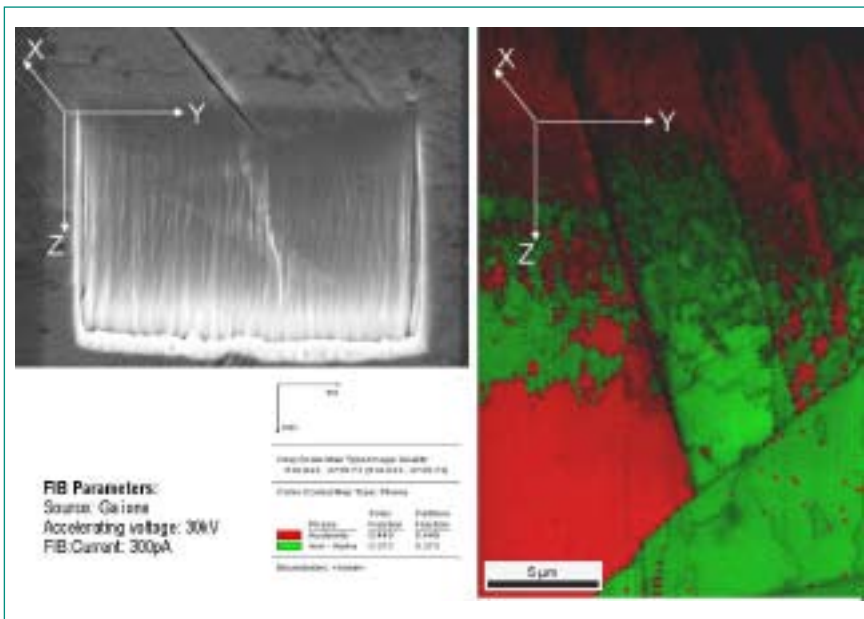


Fig. 15: Focused ion beam milled face of a cracked sample. Phase mapping by 3D-EBSD, revealing important fraction of alpha iron (strain-induced martensite, right side).

due to not satisfying results), new results for the strain-induced martensite, the prediction of the cycle number to rupture for isothermal fatigue tests of the literature and for thermomechanical fatigue tests of DIAGNOSTIK II and a discussion of the cracking phenomenon from measurements.

2.1.6.2. Modelling

a) Description of the Crack Initiation and Propagation and Assumptions

For the steels and specimens of DIAGNOSTIK II, the cracks resulting in the macroscopic crack can be assumed to initiate at persistent slip bands (PSBs). Fatigue tests at constant plastic strain amplitude and room temperature on AISI 316L steels (and on other single-phased metals) show that the cracks remain in the grain of their initiation up to about $0.15 N_F - 0.2 N_F$, where N_F is the cycle number at rupture or lifetime [15]. This result will be assumed to remain valid for the thermomechanical tests of DIAGNOSTIK II, which drastically simplifies the modelling.

The modelling will consider the slip system for the plasticity, crack initiation and propagation, and the martensitic variant for the martensite. The fatigue produces bands of dislocation dipoles along slip systems, also predicted by the modelling. These bands will be assumed to be PSBs if their residual plastic strain and depth exceed $2.3 \cdot 10^{-2}$ [16] and $3 \mu\text{m}$, respectively, and cracks for depths larger than $5 \mu\text{m}$, both detectable with optical microscopy. Their growths will be assumed to be driven by the plastic strain range of the hysteresis cycle of the corresponding slip system (through the stress and hardening). The depth of the crack will be assumed to reach $0.3 d_G$ ($d_G = \text{grain diameter}$, $0.3 = \text{value assumed for the factor relating the depth to the length of the crack}$) at $0.2 N_F$, providing N_F for the test considered. The model will be calibrated for a sole test.

b) Models

The specimen is modelled by a polycrystal of 100 spherical homogeneous grains of random orientations, of same loading as the tests of DIAGNOSTIK II. The thermodynamics-plasticity model of Cherkaoui et al., under a linearised form (inclusion effect of the martensite nucleus in the austenite not considered), calculates for a grain, the elastic and plastic strains as well as the martensite fraction, given the stress applied to the grain [17]. The plastic hardening is modelled by a non-linear function of the plastic strain, to avoid premature elastic shakedown. Softening is not considered (the sole

model found realistic was of difficult application). The Hill-Hutchinson model calculates the scale transition from the grain to the polycrystal [18]. The dimensional model of Hobson et al. calculates the growth in depth of a dislocation dipole band, PSB or crack in the grain by taking into account the interaction with the grain boundary [19]. The equation used here is

$$\frac{da}{dN} = C(\Delta\gamma_p)^\alpha (0.3d_G - a)^{1-\alpha}$$

where a is the depth, N the cycle number, $\Delta\gamma_p$ the plastic strain range of the hysteresis cycle along the slip system, and C and α two constants to be fitted. The Fortran program [11] calculates for an increment of strain and temperature applied to the polycrystal the network and growth of slips, martensite, PSBs and cracks in each grain. A difficult point was the calculation of the plastic strain range of the hysteresis cycles of the PSBs and cracks (complicated forms).

2.1.6.3. Results

a) Strain-induced Martensite

The main parameters controlling the generation of martensite at given temperature are the stress, chemical energy, M_s (according to the temperature), and a constant describing the interaction between the martensite nuclei. Simulations with the AISI 321 steel (heat A, [20]) for the temperatures of 30, 60 and 80 °C are in agreement with measurements (cycle number or accumulated plastic strain) for the martensite (at a lesser extent at 80 °C) and for the stress. The model predicts no martensite for the varying temperatures: the coexistence of variables of discrete and continuous character (martensite variant and chemical energy, respectively) describing the martensite allows no fulfilment of the dynamical consistency condition. The steels can be assumed to be stable for the temperatures investigated [20].

b) Prediction of the Cycle Number to Rupture for Isothermal and Thermomechanical Fatigue

For isothermal fatigue at constant total strain amplitude, the steel will be the AISI 316L of a NUREG report providing an equation to calculate N_F from room temperature to 400 °C in air [21]. The thermomechanical fatigue tests will be those of DIAGNOSTIK II conducted with the TP 347 (K) steel. Except the yield stress and its temperature dependence, the values of the model parameters are the same for all tests and realistic. Those controlling the growth of the PSBs and cracks (different) were determined by calibration with an isothermal test at 0.4% total strain amplitude.

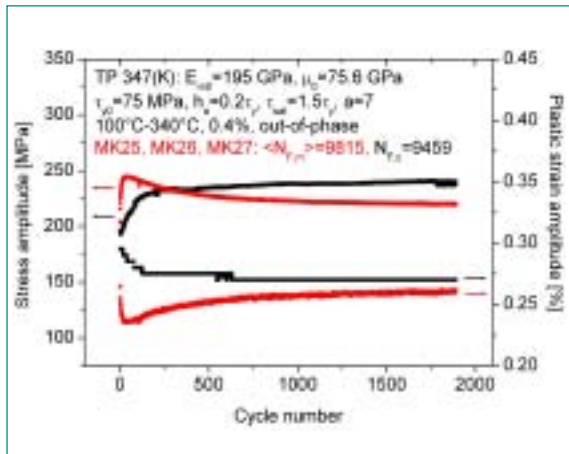


Fig. 16: Stress and plastic strain amplitudes versus cycle number of the thermomechanical tests $T = 100 - 340 \text{ }^\circ\text{C}$, $\Delta\epsilon_{mech}/2 = 0.4\%$, out-of-phase): measured (mean values, red), calculated (black).

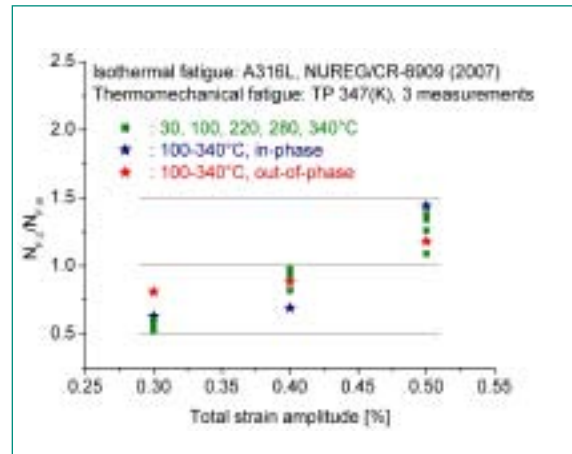


Fig. 17: Ratio $N_{F,c}/N_{F,m}$ as a function of strain amplitude for the isothermal fatigue of the AISI 316L steel at 30, 100, 220, 280 and 340 °C and for the thermomechanical tests with the TP 347 (K) steel (mechanical strain amplitudes of 0.3, 0.4 and 0.5%, $T = 100 - 340 \text{ }^\circ\text{C}$, in-phase and out-of-phase).

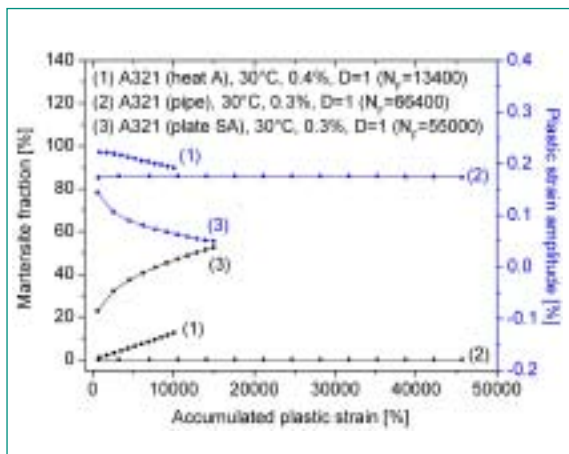


Fig. 18: Measured martensite fraction and plastic strain amplitude versus accumulated plastic strain of the three AISI 321 steels (heat A, pipe and plate SA), fatigued at 30 °C up to rupture [20].

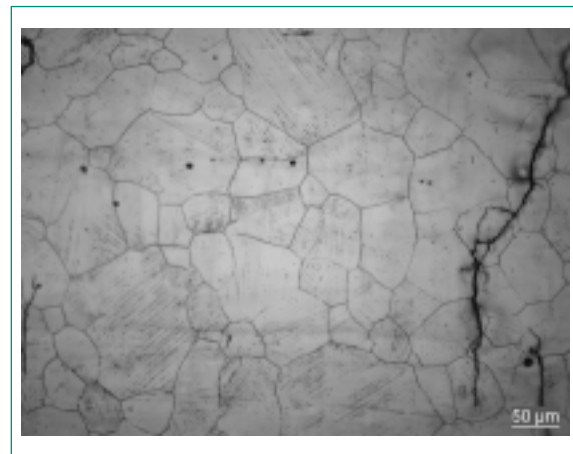


Fig. 19: Grains and networks of PSBs and cracks of an TP 304L steel fatigued at 0.3 % total strain amplitude at 260 °C up to rupture by optical microscopy.

The calculated stress and plastic strain amplitudes are in agreement with the measurements for all in-phase and out-of-phase thermomechanical tests, taken into account that softening is not considered (Fig. 16). The prediction will be measured by the ratio $N_{F,c}/N_{F,m}$ ($N_{F,c}$ and $N_{F,m}$ = calculated and measured cycle numbers at rupture, respectively). Figure 17 shows the values of this ratio for the isothermal tests at temperatures of 30, 100, 220, 280 and 340 °C, and for the thermomechanical tests (100 – 340 °C, in- and out-of-phase) as a function of mechanical strain amplitude (0.3, 0.4 and 0.5%). All are situated within the tolerance error of $\pm 50\%$ of the literature [22]. This ratio increases with the me-

chanical strain amplitude for all temperatures. For the isothermal tests, this shows that the modelling does not reproduce the exponential behaviour of N_F with the total strain amplitude [20, 21]. Given the total strain amplitude, the simulations reproduce the decrease of N_F at temperatures larger than about 200 °C reported for isothermal tests of an AISI 316L steel [23].

c) Discussion of the Crack Initiation and Propagation from Measurements

The accumulated plastic strain will be assumed to measure the density of dislocations locked in the metal (which includes the nucleation sites of the martensite),

i.e. the plastification. The three AISI 321 steels of DIA-GNOSTIK (heat A, pipe and plate SA), fatigued at 30 °C, will be considered [20]. They are of similar stacking fault energies.

Similar networks of defects for the pipe and plate SA materials (same loading and similar initial states) can therefore be expected. Their sensitivities to the strain-induced martensite yet strongly differ (Fig. 18). The reasons (larger stress in plate SA material than in pipe material, of about 350 and 250 MPa, respectively, or/and chemical energies) are in investigation for evaluation of model.

Fig. 18 clearly shows that the martensite fraction measures neither density of plastic defects nor lifetime and that the accumulated plastic strain measures neither lifetime nor presence of a macroscopic crack (which occurs at about $0.9 N_F$ in these steels [15]).

Pipe and plate SA materials fatigued at 0.3% have similar values of N_F (about 66400 and 55000, respectively), as expected from literature [21], showing no relevant effect of the martensite fraction of about 55% of plate SA material [20]. Their plastic strain amplitudes however behave differently: constant at 0.175% for the pipe material and decreasing from 0.169 to 0.05% for plate SA material (mean value of 0.075%) due to hardening by martensite (Fig. 18). The increase of N_F by decrease of the plastic strain amplitude could be expected from the Coffin-Manson law (a calculation with 0.6 as exponent yields about 272000 cycles), which is not observed. The Coffin-Manson law provides no reliable estimate of N_F for this case of varying plastic strain amplitude, without relation with the martensite.

Fig. 19, obtained by optical microscopy of an TP 304L steel fatigued at 0.3 % at 260 °C up to rupture, exhibits over its about 70 grains a homogeneous network of PSBs and about 5 initiations of cracks (according to junction or not). Only, roughly, 10% of the grains and 1% of PSBs initiate a crack (much larger in our simulations). Different tests provide similar results. The much smaller fraction of material involved by cracks than by PSBs or martensite can explain why macroscopic variables can be uncertain to measure cracking. This raises the question of the parameters controlling N_F and the variables providing a measure of the cracking.

These results, and the increase of the lifetime of an AISI 316L steel by a factor up to 10 by test in vacuum in our ranges of temperatures [23], suggest for the crack initiation on a specific and local microstructure of the PSB in connection to the surface energy through environment, and for the propagation an own law at the microscopic scale.

2.2. Sub-project SP2: Monitoring of RPV Embrittlement by Neutron Irradiation

Since the problems related to material heterogeneity and sample positioning was recognized at an international level, the thermo-electric power (TEP) instrumentation is always being modified in the frame of an international collaboration between INSA de Lyon, EDF and PSI. Additional extensive, accurate and systematic measurements of the Seebeck coefficient SC of unirradiated material were performed in order to clarify the applicability of the TEP method and to explain the scattering of the available results. The SC of irradiated Charpy V-notch specimens made from JRQ-steel and specimens from KKG was determined and plotted versus the neutron fluency. The obtained results were compared to the measurements of Charpy V-notch specimens made from Incoloy 800. The principle of measurement of the (TEP) was described in Fig. 41 of [8] and in [24]. The power (difference of potential) between a contact heated up to 5 °C above the ambient temperature and one cooled down to 5 °C below the ambient temperature is measured (TEP). This power divided by the temperature difference between the warm and cold contact gives the SC.

2.2.1. Measured Materials and Specimens

Table 3 resumes the inspected chemical composition of the measured JRQ and KKG_RPV surveillance specimens. The JRQ reference steel was made by Kawasaki Steel Corporation at Mizushima Works according to ASTM 533 B Cl.1. The heat treatment consisted of normalizing at 900 °C, quenching from 880 °C, tempered 12 h at 665 °C and stress relieved 40 h at 620 °C. The KKG-RPV steel 22NiMoCr3-7 was made according to

	C	Si	Mn	P	S	Mo	Ni	Cr	Cu	V	Co	Al
JRQ	0.19	0.25	1.39	.019	.004	0.50	0.83	0.12	0.14	.003	.00	.012
KKG	0.18	0.15	0.82	.005	.008	0.54	0.96	0.39	0.08	< .01	.014	.016

Table 3: Inspected chemical composition of JRQ reference steel and the KKG-RPV surveillance material (results in mass-%).

KWU/R 413/167/79, Rev. 0. The fluencies range from up to $2.6 \cdot 10^{19}$ n/cm² and correspond to a maximum of 1619 days of full operation power.

2.2.2. Seebeck Coefficient of JRQ Material and KKG Surveillance Specimens

Based on Charpy impact test results of JRQ material (Table 3) the absorbed energy was plotted versus the temperature for the unirradiated, the irradiated (I) and the irradiated, annealed and reirradiated (IAR) state (Fig. 20). From the three curves the ductile-to-brittle transition temperature (DBTT) shifts at the energy level of 41 J, ΔT_{41J} , can be deduced. The smaller amount of ΔT_{41J} for the IAR state reveals that the annealing causes a partial recovery of the embrittlement. Fig. 21 shows the increasing embrittlement in terms of the DBTT shift ΔT_{41J}

with increasing fluence for I and IAR specimens. Fig. 22 represents the linear correlation of the DBTT shift ΔT_{41J} and the measured SC for the I and IAR states.

There is always heterogeneity of the JRQ material depending on the position and on the perpendicular or parallel orientation to the rolling direction of the individual samples in the thick plate. The scatter of measurements series of the SC remain in the order of about 100 nV/°C. The reproducibility between the three series of measurements varies in the order of the scatter (Fig. 23). In order to approach a possible reason for the heterogeneity the microstructure was analysed by optical microscopy. Relative to the rolling direction, the longitudinal and transversal polished and etched sections show dark horizontal streaks where the non-metallic inclusions are concentrated and more finely globular

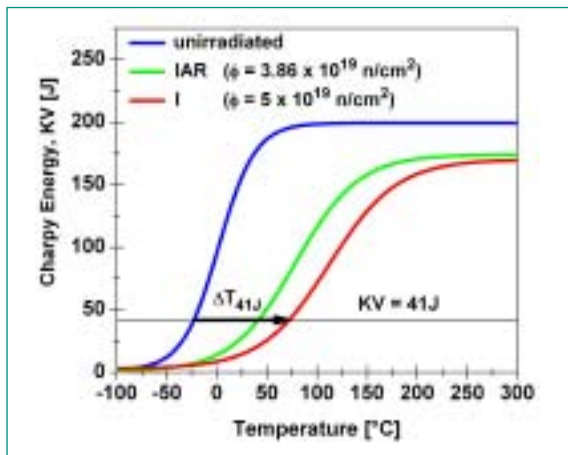


Fig. 20: Embrittlement of JRQ material: Charpy energy vs. temperature for un-irradiated, irradiated (I) and irradiated-annealed-re-irradiated (IAR) specimens.

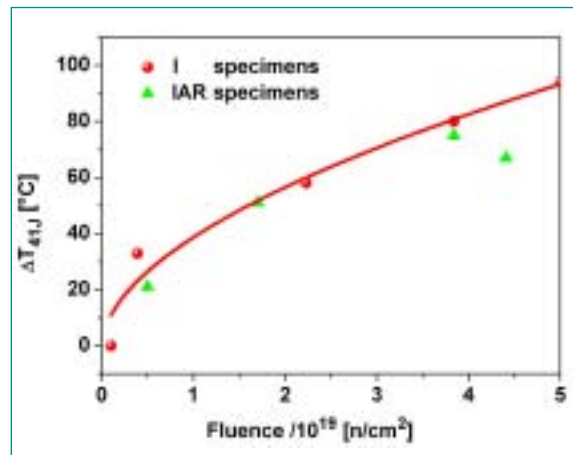


Fig. 21: Embrittlement of JRQ material: DBTT shift ΔT_{41J} vs. fluence for I and IAR specimens.

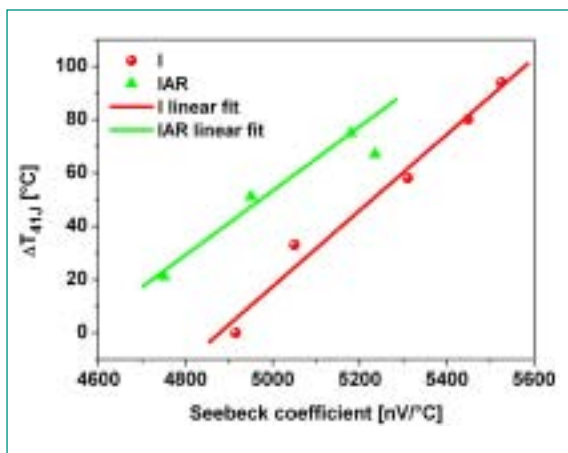


Fig. 22: Embrittlement of JRQ material: Correlation between ΔT_{41J} and Seebeck coefficient for I and IAR specimens of JRQ material.

carbides are dispersed in the distorted ferrite matrix (Fig. 25). The brighter regions contain less and granular carbides in the matrix. These microstructural differences are expected to affect locally the physical properties of the material. Comparing the microstructure of the Incoloy 800 alloy a homogeneous austenite grain structure is observed (Fig. 26). Indeed more reproducible SC values were measured on sample made of Incoloy 800. The SC of unirradiated welded surveillance specimens was repeatedly measured. Fig. 24 reveals that the SC results measured on the base material and on the weld possess a better reproducibility than those determined on the heat affected zones I and II.

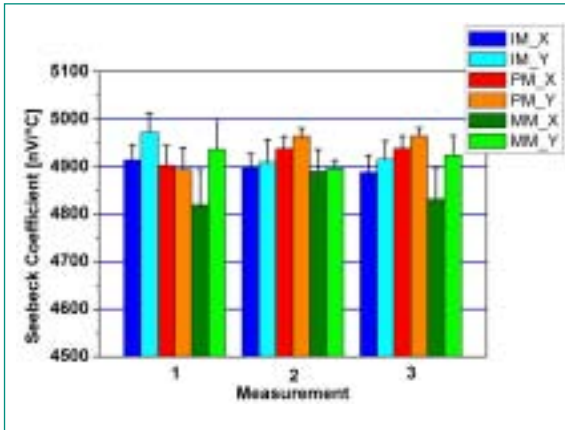


Fig. 23: Reproducibility and heterogeneity of JRO-materials: Scatter of the Seebeck Coefficient based on TEP measurements of Charpy V-notched specimens: X = perpendicular to, Y parallel to rolling direction.

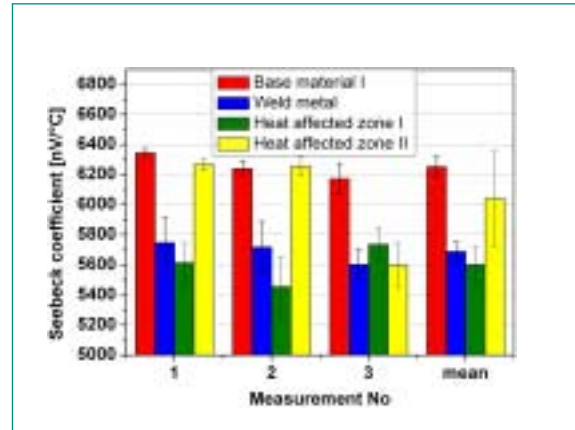


Fig. 24: Seebeck coefficient of un-irradiated KKG surveillance specimens (Base material I, weld metal and heat affected zones I and II (HAZ)).

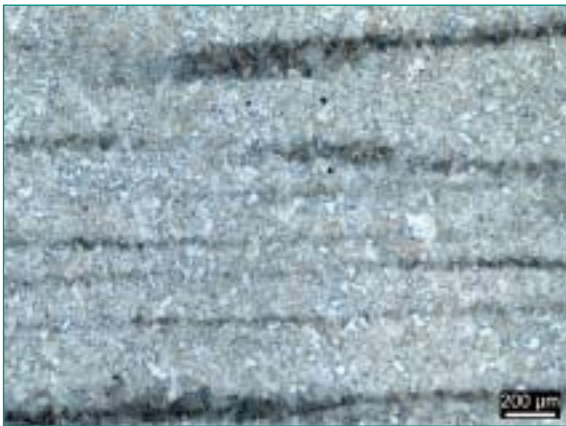


Fig. 25: Polished and etched micrograph of a Charpy V-notched specimen of heat treated thick plate of JRO-material. Heterogeneous structure.



Fig. 26: Polished and etched micrograph of a Charpy V-notched specimen of Incoloy-800 showing an almost homogeneous austenite matrix.

3. National Cooperation

On the national level the cooperation and the technology transfer takes place in the field of the nuclear community. The regulatory authority HSK and the Swiss utilities are regularly informed about the results of the project. The project team and HSK delegates discuss the subsequent progresses within the semi-annual project meetings.

Exchange of information with the power utility representatives takes place within the steering committee «Forschung und Entwicklung Strukturmaterial KFES» of the Plant Life Management (PLIM) board. The PLIM-III

project (2008 – 2009) is entitled «Thermomechanische Ermüdung bei zyklischen Thermoschocks». PLIM is financially founded by swissnuclear. Beside the thermal shock experiments, the numerical modeling of cyclic fatigue plays a central role in this project. In this interdisciplinary project also Computational Fluid Dynamic simulations are performed and the fluid structure interaction is considered. It represents collaboration between Siempelkamp GmbH (DE) and PSI.

The PhD thesis on the topic of thermomechanical behaviour of austenitic stainless steels is supervised by Prof. Dr. R. Spolenak, Chair of the Laboratory for Nanometallurgy, ETHZ.

4. International Cooperation

In the frame of the DIAGNOSTIK-II project we are represented in the following European net-works:

- **Network of Excellence NULIFE** (Nuclear Plant Life Prediction), EURATOM 6th Framework Program (Residual Lifetime Management), (VTT, JRC, Forsmark, Serco, BE, BNFL, CEA, Framatome ANP, KFKI, NRI, EDF, CEA, PSI, EON, FhG-IWM, Fortum, Studsvik, Technatom). Evaluation of harmonized rules for the lifetime prediction of nuclear power plants. This cooperation makes important contacts possible and facilitates the exchange of ideas and information. PSI is member of the working group Materials, Thermo-Mechanical Fatigue TMF.
- **NESC** (Network for Evaluating Steel Components), NESC-TF Thermal Fatigue Project (EDF, EON Kernkraft, DNV, VTT, FORTUM, PSI, JRC-IE, CEA). The final report EUR 22763 EN «**Development of a European Procedure for Assessment of High Cycle Thermal Fatigue in Light Water Reactors**» is available, Luxemburg, Office for Official Publications of the European Communities, ISSN 1018-5593 (2007); http://ie.jrc.ec.europa.eu/publications/scientific_publications/2007/EUR22763EN.pdf.

An international collaboration was launched with INSA de Lyon (FR) and Electricité de France (EDF). There is a common interest to improve the techniques for the RPV embrittlement monitoring due to the neutron irradiation by determination of the Seebeck Coefficient. The test instrumentation will be modified. A round robin test program is in preparation.

5. Assessment of 2008 and Perspectives for 2009

5.1. Sub-project Monitoring of Fatigue

5.1.1. Crack Network Quantification on Low Cycle Fatigued Specimens

Crack evaluation on the polished and etched surface of fatigued specimens allowed to assess the damage by LCF in terms of crack density (number per unit of surface), crack classification into micro-, short and long cracks and of crack length observed at the surface by histograms. The fatigue crack density continuously increases with increasing fatigue cycles and with increasing fatigue temperature. The non-stabilized ASS grade TP 304L possesses a higher affinity to form fatigue cracks than the stabilized TP 321. The quantified specimens

serve as a set of calibration samples for the different magnetic diagnostic methods, mainly the 3MA-II system techniques.

5.1.2. Magnetic Diagnostics

Further determinations of the fatigue damage in terms of micro- and short cracks on polished and etched specimens by measurements of changing properties like permeability, Eddy current impedance, remanence field, or by measurements with the 3MA-II system technique were not accurate and partly reproducible, only. It is assumed that the austenitic stainless pipe steels with their large austenite stability possess to little ferromagnetic phase fractions (< 1 %) even after undergoing an important number of fatigue cycles.

Alternative methods like measurement of the thermo-electric power (TEP) for the determination of the Seebeck coefficient, and of a signal response from a tape reading head show variation with the changing usage factor $D = N/N_{f5}$. It is assumed that indications reflecting the changing sub-microstructure in terms of dislocations or the accumulated plastic strain due to the fatigue cycles can be better evaluated for the damage quantity.

It is also concluded that the non-destructive magnetic measurements cannot be applied to ex-changed components. Small signals will be lost in the noise of the rougher surface state and larger strained layers at the surface due to cold working like hammering or rough grinding.

Thermographic phase and amplitude images of specimens fatigued to failure did not only show the technical cracks but also indications of longer short cracks on the TP 304L material.

5.1.3. Thermomechanical Fatigue Testing

The test matrix of Phase I of the PhD thesis included the fatigue life determination of the Nb stabilized steel grade TP 347. Strain-controlled In-phase and out-of-phase TMF tests were performed to failure and compared to LCF tests at the extreme temperatures $T = 100$ and 340 °C of the TMF interval. The tubular specimens were tested with three different mechanical strain amplitudes $\Delta\varepsilon_{\text{mech}}/2 = 0.3, 0.4$ and 0.5 %. The tests and their obtained results correspond to the needs of DIAGNOSTIK-II and of the PhD thesis. Selected tests with the same parameters of the test matrix of Phase II were started. This test series aims to the comparison of the experienced fatigue behaviour of the stabilized TP 347 to that of the non-stabilized TP 316L steel and will be completed next year in the frame of the running PhD thesis.

5.1.4. Microstructural Investigation

The microstructure is investigated on the flat faces of fatigued specimens after the sequences of $N = 41, 124, 524$ and 1024 cycles. The surface relief was mapped by atomic force microscopy (AFM) and showed first extrusions after 41 cycles. Scanning electron microscopy (SEM) combined with 2D electron back scattered diffraction (2D-EBSD) revealed the presence of persistent slip bands (PSBs) after 41 cycles and the formation of micro-cracks at twin boundaries after 1024 cycles. The three dimensional crack growth was investigated by focused ion beam (FIB) milling. The same method allowed to make thin lamellas for the investigation of the dislocation structure by transmission electron microscopy (TEM). Next year systematic investigation of the microstructure including the dislocation structure evolving in the fatigued tubular specimens prior to and during crack initiation and growth will be continued in the frame of the running PhD thesis. It is planned to do the 3D EBSD analysis in the frame of collaboration with the Max Planck Institute for Iron Research in Düsseldorf (DE) since this institute possesses a 3D EBSD instrumentation.

5.1.5. Modelling and Simulation

(1) The cycle number to rupture can be predicted within the tolerance of 50% of the literature for isothermal or thermomechanical fatigue tests in the ranges of mechanical strain amplitudes from 0.3 to 0.5% and of temperatures from 30 to 340 °C. The calculated stress and plastic strain amplitudes are in agreement with measurements, but the density of cracks is far beyond that measured.

(2) The predictions of ϵ with the law for the total strain amplitude and the Coffin-Manson law are not in agreement for the non constant plastic strain amplitude (realistic case).

(3) Proposals of investigations for lifetime prediction include, for the initiation of the crack, the identification of the specific and local microstructure of the PSB in connection to environment, and for the propagation, the evaluation of the stay duration of the crack in the grain of its initiation as measure of the lifetime for random loading.

5.2. Sub-project Monitoring of RPV Embrittlement by Neutron Irradiation

Material heterogeneities and the method itself are the reasons for the large scatter (deformations of mechanically tested specimens, surface conditions, heterogeneity of material properties, ambient temperature, humidity, small gauge volume).

The monotonic increase of the Seebeck coefficient (SC) with increasing fluences allows to monitor the RPV embrittlement. The variation of the SC is always small (500 nV/K). The scattering of the SC of the RPV steel, determined with the existing measurement instrumentation, is relatively high (about 100 nV/K). Not all of the materials show such a large scatter, as it was shown for the In-coloy 800 alloy. Although the investigation of the microstructure explained a possible reason for the different ranges of scattering, some questions about what kind of heterogeneities causing the SC scattering arise. What will be the effect of strain, heat treatment and chemical composition on the SC? The modification of the TEP-device to overcome the problems connected with material heterogeneity and sample position was launched this year (cooperation between INSA de Lyon, EDF, PSI).

The tasks of the subproject 2 of the DIAGNOSTIK-II will be continued in the frame of the proposed subproject 1 «Non-destructive determination of the RPV embrittlement state» of the PISA-I project. The objectives for this subproject are

1. The investigation of the causes for the SC scattering.
2. A systematic investigation of the technological, chemical and physical quantities affecting the SC.
3. The optimization of the measurement method for the determination of the RPV embrittlement by means of thermoelectrical measurements.

6. Publications and References

6.1. Publication in Scientific Journals

- [1] *M. Niffenegger, H. J. Leber*: Sensitivity of the magnetization curves of different austenitic stainless tube and pipe steels to mechanical fatigue, *Journal of Nuclear Materials* 377 (2008) 325-330; doi:10.1016/j.jnucmat.2008.03.007

6.2. PSI-Report

- [2] *M. Niffenegger*: Monitoring the embrittlement of reactor pressure vessel steels by using the Seebeck coefficient, *PSI Scientific Report 2007* (2008) 66-67, ISSN 1662-1719

6.3. Conference Contributions with Proceedings

- [3] *H. J. Leber, B. Tirbonod, M. Niffenegger, M. Ramesh*: Micro- and short crack network evolution during LCF in different austenitic stainless pipe steels, 6th Int. Conference on Low Cycle Fatigue (LCF 6), Berlin, DE, 8.-12. September 2008
- [4] *M. Niffenegger*: Monitoring the embrittlement of reactor pressure vessel steels by using the Seebeck coefficient, 12th Symposium on Thermochemistry and Thermophysics of Nuclear Materials, Pörschach, AT 30.08.-3.09.2008

6.4. Conference Contributions (without Proceedings)

- [5] *M. Ramesh, H. J. Leber, K. Kunze¹, M. Diener¹, R. Spolenak¹*: Fatigue Crack Initiation Behaviour during Thermomechanical Cyclic Loading in Austenitic Stainless Steel, The 15th Int. Conf. on Textures of Materials (ICOTOM 15), Pittsburgh, PA, USA, 1-6 June 2008 ¹ ETHZ
- [6] *M. Ramesh, H.J. Leber, K. Kunze¹, C. Solenthaler¹, M. Diener¹, R. Spolenak¹*: Thermomechanical and Isothermal Fatigue Behaviour of Type 347 Stainless Steel under Light Water Reactor Temperature Conditions, *Materials Science and Engineering (MSE08)*, Nürnberg, DE, 1-4 September 2008 ¹ ETHZ

6.5. References

- [7] *H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod*: Diagnostik – Diagnostik für Werkstoffschädigung durch Ermüdung, Abschlussbericht (2006) Teil 1: Experimentelles
- [8] *H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod, M. Ramesh*: DIAGNOSTIK-II: Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement Due to Neutron Irradiation, *Erfahrungs- und Forschungsbericht HSK-AN-6162* (2006) 109-137
- [9] *J. Man, K. Obtrlik and J. Polak*: Study of surface relief evolution in fatigued 316L austenitic stainless steel by AFM, *Mater. Sci. and Eng. A351* (2003) 123-132
- [10] *T. Kruml, J. Polak, K. Obtrlik and S. Degallaix*: Dislocation structures in the bands of localized cyclic plastic strain in austenitic 316L and austenitic-ferritic duplex stainless steels. *Acta Materialia* 45 (1997) 5145-5151
- [11] *H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod, M. Ramesh*: DIAGNOSTIK-II: Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement Due to Neutron Irradiation, *Erfahrungs- und Forschungsbericht HSK-AN-6502* (2007) 87-102
- [12] *P. Hähner et al.*: Validated Code-of-Practice for Strain-Controlled Thermo-Mechanical Fatigue Testing, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg, 2006 (ISBN 92-79-02216-4)
- [13] *Nagesha A. et al.*: Thermomechanical fatigue evaluation and life prediction of 316L(N) stainless steel, *Int J Fatigue* (2008) article in press
- [14] *C. Blochwitz, W. Tirschler*: Influence of texture on twin boundary cracks in fatigued austenitic stainless steel, *Materials Science and Engineering A* 339 (2003) 318-327
- [15] *T. Magnin, C. Ramade, J. Lepinoux, L. P. Kubin*: Low cycle fatigue damage mechanisms of f.c.c. and b.c.c. polycrystals: homologous behaviour, *Materials Science and Engineering A* 118 (1989) 41-51
- [16] *J. Polak, A. Vasek, K. Obtrlik*: Fatigue damage in two steps loading of 316L steel I: Evolution of persistent slip bands, *Fatigue and Fracture of Engineering Materials* 19 (1996) 147-155
- [17] *M. Cherkaoui, M. Berveiller, H. Sabar*: Micromechanical modeling of martensitic transformation induced plasticity (TRIP) in austenitic single crystals, *International Journal of Plasticity* 14 (1998) 597-626

- [18] *J. W. Hutchinson*: Elastic-plastic behaviour of polycrystalline metals and composites, Proceedings of The Royal Society of London A319 (1970) 247-272
- [19] *P. D. Hobson, M. W. Brown, E. R. de los Rios*: Two phases of short crack growth in a medium carbon steel, in Behaviour of short fatigue cracks, K. J. Miller and E. R. de los Rios eds, EGF (1986) 441-459
- [20] *D. Kalkhof, H. Leber, M. Niffenegger*: Fatigue-induced martensite in different qualities of the austenitic stainless steels AISI 321, 3rd International Conference on Fatigue of Reactor Components, Seville, Spain, 3–6 October 2004, CD-ROM
- [21] Effect of LWR coolant environments on the fatigue life of reactor materials, NUREG/CR-6909 (2007)
- [22] *C. Bathias, J. P. Bailon*: La fatigue des matériaux et des structures, Hermès (1997) 535
- [23] *R. Alain, P. Violan, J. Mendez*: Low cycle fatigue behaviour in vacuum of a 316L type austenitic stainless steel between 20 and 600 °C. Part I: fatigue resistance and cyclic behaviour, Materials Science and Engineering A229 (1997) 87-94
- [24] *M. Niffenegger et al.* Application of the Seebeck effect for monitoring of neutron embrittlement and low-cycle fatigue in nuclear reactor steel. Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 1777-1788

Bruchmechanik

Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern

Autor und Koautoren	C. Zurbuchen; H.-J. Schindler
Bauftragte Institution	Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, D; Mat-Tec AG Winterthur, CH
Adresse	Postfach 51 01 19, 01314 Dresden, Deutschland
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+49-351/2602766, c.zurbuchen@fzd.de, www.fzd.de
Dauer des Projekts	1. April 2007 bis 31. Oktober 2009

ZUSAMMENFASSUNG

Eine bruchmechanische Analyse ist für eine fundierte Beurteilung der Sicherheit und Lebensdauer fehlerbehafteter Bauteile nach heutigem Verständnis unerlässlich. Bei der Konstruktion der neueren KKW der Schweiz, Gösgen und Leibstadt, sind bruchmechanisch auswertbare Proben zur Alterungsüberwachung im RDB eingelagert worden, wobei jedoch für die angeschwungenen Kerbschlagproben (PCC-Proben) bis heute noch keine internationale Norm, nicht einmal eine allgemein anerkannte Prüfvorschrift existiert. Deshalb schuf die HSK mit der HSK-AN-425 [1] für die dynamische Prüfungen angeschwungener Kerbschlagproben eine eigene Prüfrichtlinie. Obschon soweit als möglich auf Konsistenz mit verwandten internationalen Normen geachtet wurde, enthält sie verschiedene neue Ansätze. Bevor sie zur Anwendung in der Überwachung der Kernanlagen freigegeben werden kann, ist es notwendig, die zentralen Elemente der neuen Richtlinie durch experimentelle Überprüfung an vergleichbaren Werkstoffen aus RDB Biblis C zu validieren und allfällige Schwachstellen zu korrigieren. Die AN-425 umfasst u.a. die Einprobenmethode zur Ermittlung der dynamischen J-R-Kurve in der Hochlage, eine Korrektur für Constraints bzw. Risslänge, die Gültigkeitsbedingungen bei dynamischer Prüfung und der Vergleich des Informationsgehalts zwischen dynamischen und statischen Prüfungen. Ausserdem soll die Übertragbarkeit des Master-Curve-Konzeptes nach ASTM E1921 [2] an verschiedenen Probenformen und Probengrössen abgesichert werden. Es soll des Weiteren geklärt werden, inwieweit dynamische bruchmechanische Kennwerte zur Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen – namentlich hinsichtlich von Lastfällen mit zeitlich

relativ schnell ändernden Rissbeanspruchungen, z.B. PTS – überhaupt notwendig sind, oder ob allenfalls statische Versuche nach dem MC-Konzept allein genügen würden. Ferner ist experimentell zu verifizieren, ob die Zäh-Spröd-Übergangs- (ZSÜ-) Kurve bei kleineren Proben und bei rascher Beanspruchung steiler verläuft als bei grösseren und dies bei der Auswertung berücksichtigt werden kann oder muss.

Als vergleichbarer Werkstoff werden zwei Segmente des RDB-Stahles 22 NiMoCr 3-7 des KKW Biblis C untersucht. Die Probenfertigung erfolgte plangemäss. In Zugversuchen wurde die Temperaturabhängigkeit der Dehngrenze und der Zugfestigkeit ermittelt. Diese werden zur Auswertung der Master-Curve-Tests nach ASTM E1921 sowie für Risswiderstandskurven nach ASTM E1820 [3] benötigt. Mit Ausnahme eines noch zu fertigenden Probensatzes wurden alle quasistatischen Versuche durchgeführt (Master-Curve-Tests nach ASTM E1921 und Risswiderstandskurven nach ASTM E1820, jeweils an PCC-Biegeproben mit $a/W = 0,5$ bzw. $0,3$ sowie an 1T-C(T)-Proben, wobei die Proben teils mit Ermüdungsanriss, teils mit einem erodierten Kerb versehen sind). Erste dynamische Master-Curve-Tests zur Validierung der HSK-AN-425 wurden durchgeführt. Für quasistatische Master-Curve-Tests wurde festgestellt: Die Art des Anrisses (Ermüdungsrisse bzw. EDM-Kerb) ändert T_0 stark, um 45-52K. Der Einfluss des Probentyps (0.4T-PCC vs. 1T-C(T)) auf T_0 entspricht den aus der Literatur [2] bekannten 10-15 K. Der Constrainteinfluss (Risslängeneinfluss, $a/W=0.5$ vs. 0.3) auf T_0 ist gering bis nicht vorhanden. Er beträgt bei ermüdungsangerissenen 0.4T-PCC-Proben 10K, bei EDM-gekerbten 0.4T-PCC-Proben 1K. Der Einfluss der Sensorierung auf T_0 ist mit maximal 2K vernachlässigbar.

Projektziele

1. Validierung der HSK-AN-425

Die Praktikabilität des in HSK-AN-425 vorgeschlagenen Verfahrens zur Ermittlung der Bruchzähigkeit ist nachzuweisen. Die wichtigsten ihr zugrunde liegenden theoretischen Ansätze sind experimentell zu validieren und gegebenenfalls zu modifizieren. Zu validieren sind namentlich folgende zentralen Elemente der HSK-AN-425:

- Einprobenmethode zur Ermittlung der dynamischen J-R-Kurve in der Hochlage
- Korrektur für Constraints bzw. Risslänge
- Modifizierte Ermittlung der Master-Curve an Kleinproben (statisch und dynamisch)
- Gültigkeitsbedingungen bei dynamischer Prüfung
- Vergleich des Informationsgehalts zwischen dynamischen und statischen Prüfungen

2. Übertragbarkeit der MC

Es gibt verschiedene Hinweise, dass die MC nur beschränkt auf andere Probenformen und Probengrößen übertragbar ist. Die Übertragbarkeit ist aber ein zentraler Aspekt jedes Kennwerts, der in einer Sicherheitsanalyse einer Komponente verwendet werden soll. Die Übertragbarkeit soll abgeklärt werden, indem die MC mit einer Serie proportionaler 3-Punkt-Biegeproben («PCC») verschiedener Größen verglichen wird (3.2T-, 1.6T-, 0.8T-, 0.4T-PCC). Ausserdem werden die Ergebnisse mit denen anderer Probengeometrien verglichen (1T-C(T)-Proben). Hierbei gibt T das Vielfache von 1 Zoll = 25.4 mm der Probendicke B an.

3. Form der MC

Es gibt theoretische und experimentelle Hinweise, dass die ZSÜ-Kurve bei kleineren Proben und bei rascher Beanspruchung steiler verläuft als bei grösseren. Dies eröffnet die Möglichkeit einer vereinfachten Bestimmung von T_0 bei kleinen, dynamisch beanspruchten Proben wie PCC. Es ist experimentell zu verifizieren, ob dieser Effekt tatsächlich auftritt und bei der Auswertung berücksichtigt werden kann oder muss.

Dazu wurden folgende Arbeitspakete (AP) erstellt:

AP 1: Charakterisierung des Werkstoffs

- Kennwerte des Zugversuchs bei 6 verschiedenen Temperaturen im Bereich von $-100\text{ °C} < T < 25\text{ °C}$

- Kerbschlagarbeit bei 8 verschiedenen Temperaturen
- Normgerechte bruchmechanische Kennwerte nach ASTM E1820 sowie MC nach ASTM E1921 an 1T-CT-Proben

AP 2: Überprüfung der Praktikabilität der AN 425, Rev. 5

- Durchführung einer Prüferie von angeschwungenen Kerbschlagbiegeproben (PCC) in «blinder», buchstabengetreuer Anwendung der HSK AN 425 zur Überprüfung der Praktikabilität und allfälliger Schwachstellen
- Beurteilung der Schwachstellen, Verbesserungsvorschläge

AP 3: Einprobenmethode in der Hochlage

- Ermittlung der statischen J-R-Kurve nach ASTM E1820 an PCC-Proben
- Ermittlung der dynamischen J-R-Kurve mit Mehrprobentechnik (Cleavage-J-R-Kurve nach ESIS TC5 «Precracked Charpy Testing»)
- Vergleich mit den nach HSK-AN-425 rechnerisch ermittelten J-R-Kurve unter statischer bzw. dynamischer Belastung
- Vergleich mit Erodierkerben

AP 4: Übertragbarkeit der MC auf andere Probenformen und -größen

- Ermittlung der MC aus statisch geprüften PCC-Proben
- Ermittlung der MC an proportional (doppelt und 4-fach) vergrösserten PCC-Biegeproben (Bezeichnung 0.8T-PCC- bzw. 1.6T-PCC-Proben)
- Bruchversuche an 4 Grossproben (grösste aus dem vorhandenen Versuchsmaterial herstellbare Proben proportional zu PCC-Proben, d.h. ca. 8-fache PCC-Proben, 3.2T-PCC) bei zwei Temperaturen
- MC von 1T-C(T)-Proben mit EDM-Schnitt als Vergleich

AP 5: Ermittlung dynamischer MC an Kleinproben

- Durchführung der Prüfprozedur in Anlehnung an ASTM E1921 (Multi-Temperatur)
- Vergleich der Form der MC bzw. T_0 von Kleinproben (0.4T-PCC) mit jener von 1T-C(T) Proben (MC und Hochlage)
- Überprüfung der vereinfachten Methode nach HSK-AN-425 zur Ermittlung der MC

AP 6: Einfluss der Constraints

- Ermittlung der MC statisch und dynamisch für $a/W = 0.3$

- Ermittlung der Bruchzähigkeit in der Hochlage für $a/W = 0.3$
- Korrektur der Daten gem. HSK AN 425 und Vergleich mit $a/W = 0.5$ bzw. 1T-CT-Proben

AP 7: Einfluss der Geschwindigkeit

MC nach «Multi-Temperature-Option» gem. ASTM E 1921 bei einer dritten Beanspruchungsgeschwindigkeit (zwischen erlaubter Maximalgeschwindigkeit der statischen Prüfung und den Schlagbiegeprüfungen liegend). Die Zuordnung der Versuche zu Arbeitspaketen ist nicht immer eindeutig, da einzelne Versuche in mehreren AP Verwendung finden können. Die Nummerierung der Arbeitspakete hat nichts mit der Reihenfolge der Bearbeitung zu tun. Letztere richtet sich vor allem nach praktischen und organisatorischen Aspekten. So sollen die grössten Proben zuerst geprüft werden, damit daraus nachher die kleineren gefertigt werden können.

Ziele für das Berichtsjahr 2008 waren die Beendigung der Probenfertigung, das Abschliessen aller quasistatischen Prüfungen nach ASTM E1921 und ASTM E1820 inkl. der fraktografischen Untersuchungen sowie erste dynamische Tests.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Die Proben wurden planmässig gefertigt. Gefertigt wurden 32 Stück 0.4T-PCC-Proben mit $a/W=0.5$ und 68 Stück mit $a/W=0.3$ gefertigt sowie 12 Stück 1.6T-PCC-Proben und 36 Stück 0.8 T-PCC-Proben.

Die Zugversuchskennwerte wurden aktualisiert. Die allgemeine Fitfunktion lautet $y = y_0 + A \cdot \exp^{ROx}$. Für die Dehngrenze ergibt sich $R_{p0.2}(T) = 349 + 86.7 \cdot \exp(-0.00691 \cdot T)$

mit $R^2 = 0.98$ und für die Zugfestigkeit $R_m(T) = 515 + 88.5 \cdot \exp(-0.0683 \cdot T)$ mit $R^2 = 0.99$.

Die **Ergebnisse der quasistatischen Master-Curve-Tests** nach ASTM E1921 sind in Tabelle 1 und den Bildern 1 bis 6 dargestellt.

Je nachdem, ob die Proben mit Ermüdungsanriss oder erodiertem Kerb ($d = 0.12$ mm, «EDM-Kerb») versehen wurden, unterscheidet sich die an diesen Proben jeweils ermittelte T_0 um ca. 50 K. Das gilt bemerkenswerterweise unabhängig vom Probentyp (PCC oder C(T)) und von der Länge des Ermüdungsanrisses bzw. EDM-Kerbs ($a/W=0.5$ bzw. 0.3). Bei 0.4T-PCC-Proben mit $a/W=0.5$ ist $\Delta T_0=47K$ (Bild 1). Bei 0.4T-PCC mit $a/W = 0.3$ ist $\Delta T_0 = 52K$ und bei 1T-C(T) mit $a/W = 0,5$ ist $\Delta T_0 = 45K$ (ohne Abbildung).

Der Einfluss des Probentyps auf T_0 entspricht den aus der Literatur [2] bekannten 10-15K. Die T_0 von ermüdeten 0.4T-PCC mit $a/W = 0.5$ (Versuch #8) und von 1T-C(T) (Versuch #1) unterscheiden sich um 15K.

Der Grösseneinfluss zeigt keine klare Tendenz, Bild 2 (ermüdete PCC-Proben, $a/W = 0.5$). Die vier 3.2T-PCC-Proben ergaben $T_0 = -80.0$ °C ($\Sigma \eta_i = 0.68$), 16 1.6T-PCC-Proben $T_0 = -68.0$ °C ($\Sigma \eta_i = 2.33$) und die 0.4T-PCC-Proben $T_0 = -80.3$ °C ($\Sigma \eta_i = 1.9$).

Bei den 1.6T-PCC-Proben gibt es drei Ausreisser mit sehr niedriger Bruchzähigkeit (Proben V6, V7 und V13, Bild 2). Bei zwei davon wurden nahe oder direkt am Rissinitiiierungspunkt MnS-Einschlüsse gefunden, an Probe V6 (Bild 3) und Probe V13 (Bild 4). Die Rissinitiiierung begann dabei unmittelbar an der Ermüdungsrissfront. An weiteren Proben wurden MnS-Einschlüsse nicht nur unmittelbarer Umgebung der Rissinitiiierung nachgewiesen, sondern auch z.B. im Restbruchbereich oder innerhalb der Ermüdungsrissfläche.

Weitere fraktografische Untersuchungen ergaben bei den MC-Tests generell ein transkristallines Bruchverhal-

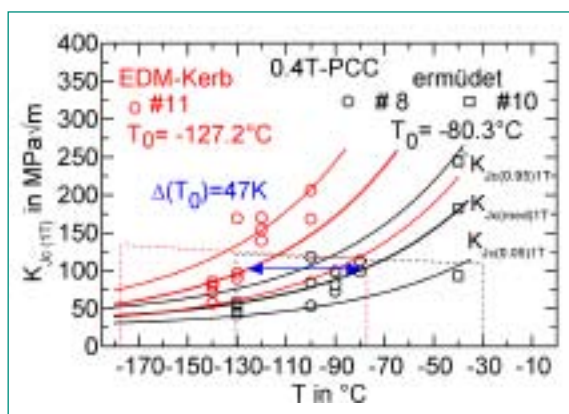


Bild 1: Einfluss der Risskonfiguration (ermüdet vs. EDM-gekerbt) auf die quasistatische T_0

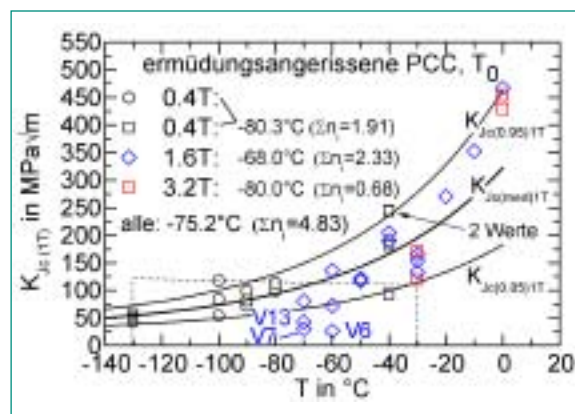
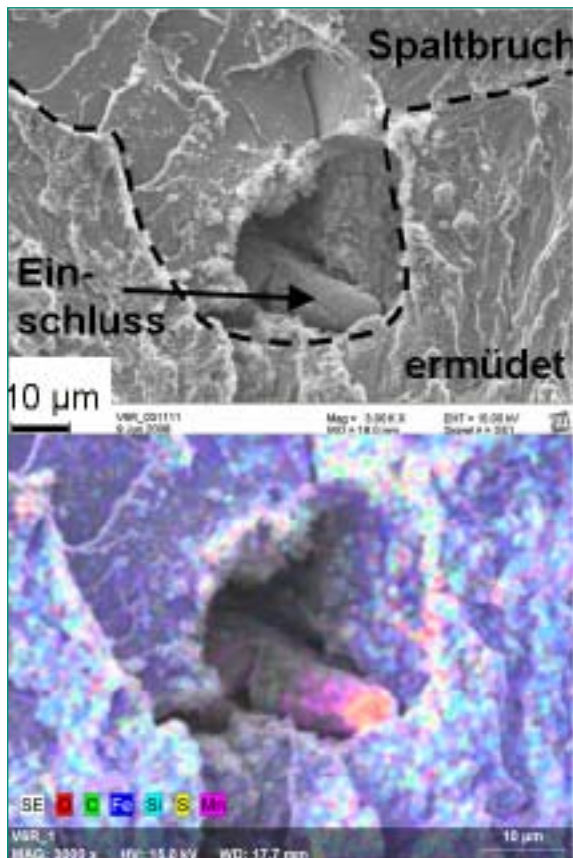


Bild 2: Grösseneinfluss auf die quasistatische T_0



ten. Interkristalliner Bruch scheidet als Ursache für die niedrigen Bruchzähigkeitswerte aus, sein Anteil lag bei <1% der Bruchfläche.

Der Constrainteinfluss (Risslängeneinfluss, $a/W = 0.5$ vs. 0.3) ist bei den 0.4T-PCC Proben gering bis nicht vorhanden. Er beträgt bei ermüdeten 0.4T-PCC-Proben 10K (in die unerwartete Richtung) und bei EDM-gekerbten 0.4T-PCC-Proben 1K.

Der Einfluss der Zensorierung auf T_0 ist vernachlässigbar, s. in Tabelle 1 Spalten der T_0 -Ergebnisse «mit Zensorierung» im Vergleich zu «ohne Zensorierung». Durch die

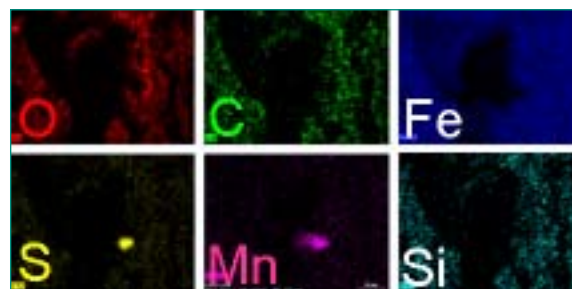


Bild 3: MnS-Einschluss am Rissinitiierungsort der Probe V6.

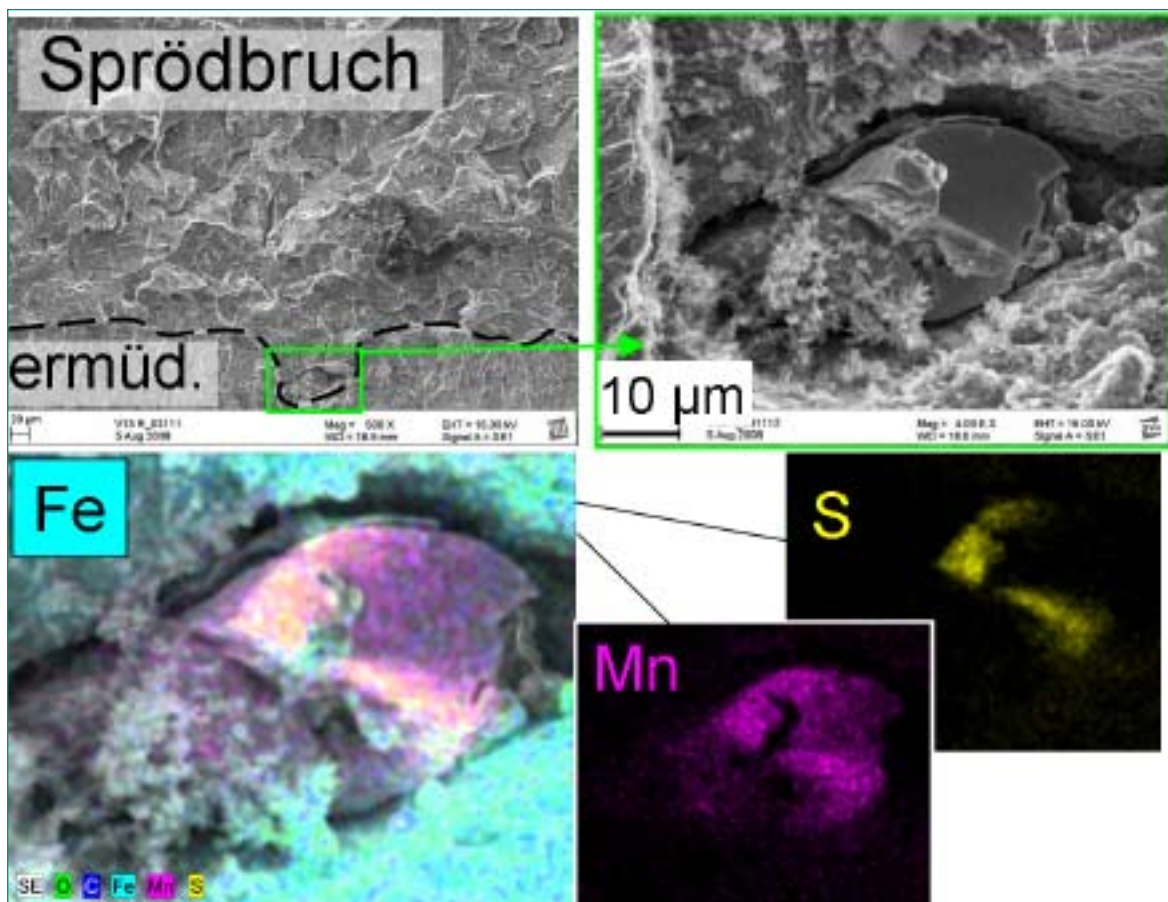


Bild 4: MnS-Einschluss nahe des Rissinitiierungsortes der Probe V13.

Zensorierung verändert sich die jeweilige T_0 um maximal 2K. Dabei standen Datensätze mit $N = 8-13$ Proben zur Verfügung, wovon 0 bis 2 Proben zensoriert waren.

Die **Ergebnisse der dynamischen Master-Curve-Tests** sind in Tabelle 2 und Bild 5 dargestellt.

Erwartungsgemäss hat die Riss- bzw. Kerbform auch unter quasistatischer Belastung einen grossen Einfluss auf T_0 . Je nachdem, ob die Probe mit Ermüdungsanriss oder EDM-Kerb versehen wurde, unterscheiden sich die Master-Curve-Referenztemperaturen T_0 für 0.4T-PCC-Proben mit $a/W = 0.5$ um ca. 40K, Bild 5.

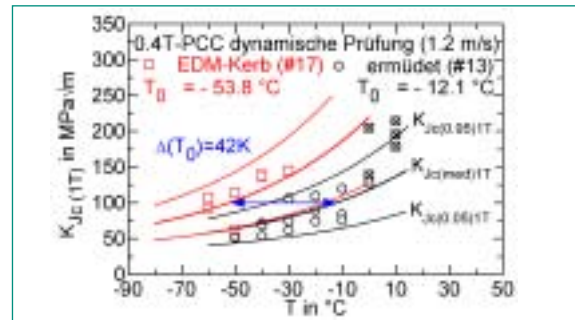


Bild 5: Der Risskonfiguration (ermüdet vs. EDM-gekerbt) auf die dynamische T_0 .

Probentyp	a/W	Prüf-T	Versuchsnr.	mit Zensorierung		ohne Zensorierung	
				EDM-Kerb	Ermüdet	EDM-Kerb	Ermüdet
1T-C(T)	0.5	Multi-Temp.	1		-71.0		
			4	-119.1			
		Multi-Temp. und $T_0 \pm 45K$	1+3			-74.0	
				3		-70.4	
0.4T-PCC	0.3	Multi-Temp.	21		-76.3		
			24	-128.3			
	Multi-Temp. und $T_0 + 45K$	24		-129.5			
			0.5	Multi-Temp.	8		-86.1
	Multi-Temp. und $T_0 \pm 45K$	8+10	11	-127.2		-126.7	
			10				-79.6
$T_0 \pm 45$	10				-79.5		
3.2T-PCC	0.5	Multi-Temp.	18		-80.0		
1.6T-PCC	0.5	Multi-Temp.	19		-68.4	-71.9	
versch.	0.5	Multi-Temp. und $T_0 \pm 45K$	8+10+18+19		-75.2		-77.7
			8+10+18		-79.8		

Tabelle 1: Referenztemperatur T_0 der quasistatischen Master-Curve-Tests

a/W	Norm	Versuchsnr.	Prüf-v (m/s)	EDM	Ermüdet
0.3	E1921-05	26	2.4		-13.8
	HSK	26	2.4		-2.2
0.5	E1921-05	13	1.2		-12.1
		17	1.2	-53.8	
	HSK	13	1.2		-2.8
		17	1.2	-40.8	

Tabelle 2: Referenztemperatur T_0 der dynamischen Master-Curve-Tests, ermüdete 0.4T-PCC

Die Länge des Ermüdungsanrisses ($a/W = 0.5$ vs. 0.3) hat – wie bei den quasistatischen Tests – keinen Einfluss auf T_0 , Tabelle 2. T_0 unterscheidet sich für beide Risslängen um ein bis zwei Kelvin.

T_0 wird jedoch durch die Auswertemethode beeinflusst (ESIS+ASTM E1921 vs. HSK-AN-425). Nach HSK-AN-425 ausgewertet liegt T_0 ca. 10 K höher als nach ESIS+ASTM E1921. Gemäss HSK-AN-425 sind zur Bestimmung von MC-Referenztemperaturen nur Ergebnisse von Proben des Bruchtyps I bzw. II zulässig. Viele geprüfte Proben brachen sehr spröde mit dem Bruchtyp I. Nach ESIS/ASTM E1921 gilt grundsätzlich $J_c = J_e + J_{pl}$, auch für rein spröde gebrochene Proben, wo bei J_{pl} einen kleinen Beitrag liefert. In der HSK-AN-425 ist für Bruchtyp I definiert $J_c = J_e$, ohne J_{pl} . Entsprechend wird $J_c (HSK) < J_c (ESIS/ASTM)$, und demzufolge auch $T_0 (HSK) > T_0 (ESIS/ASTM)$.

Ein Einfluss der Prüfgeschwindigkeit (1.2 m/s und 2.4 m/s) ist nach ersten, vorläufigen Prüfergebnissen nicht vorhanden (Versuch #17, Bruchtyp III).

Die bei Raumtemperatur ermittelten **quasistatische Risswiderstandskurven** zeigen, dass gültige J_{Ic} -Kennwerte gemäss ASTM E1820 nur an 1T-C(T)-Proben ermittelbar sind, Bild 6. Die J - Δa -Kurven der 0.4T-PCC-Proben verlaufen zu steil, ausserhalb des Gültigkeitsbereichs, Bild 7.

Die Auswertung der J - Δa -Rohdaten erfolgte gemäss 3 verschiedener Normen, der ASTM E1820 [3], der ESIS-P2 [4] sowie nach der ISO 12135 [5]. Alle Normen beschreiben technische Rissinitiierungskennwerte, die ISO 12135 zusätzlich noch den physikalischen Rissinitiierungskennwert J_i , der auf der Stretchzonenbreite basiert, welche auf der Bruchfläche unter dem Rasterelektronenmikroskop gemessen wird. Wie Bild 6 zeigt, unterscheiden sich die Kennwerte je nach Prüfnorm erheblich.

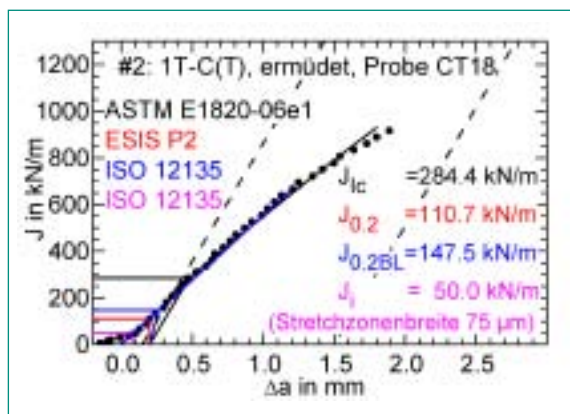


Bild 6: Risswiderstandskurve einer 1T-C(T)-Probe.

Die Reihenfolge der Kennwerte, geordnet vom höchsten zum niedrigsten Wert, ist zumeist: $J_{Ic(ASM E1820)} > J_{0.2BL(ISO 12135)} > J_{0.2(ESIS P2)} > J_i(ISO 12135)$. Hauptursachen für die unterschiedlich hohen Kennwerte sind:

- Der Anstieg der jeweiligen Blunting Lines/ bzw. Konstruktionslinien ist unterschiedlich definiert. Je flacher die Blunting Line verläuft, umso weiter rechts auf der Abszissenachse liegt ihr Schnittpunkt mit der Fitkurve der Rohdaten. Der Ordinatenwert dieses Schnittpunktes entspricht dem J -Kennwert, der dadurch entsprechend höher liegt. Der $J_{0.2BL}$ -Kennwert der ISO 12135 ist grundsätzlich konservativer (niedriger) als $J_{0.2}$ der ASTM E1820, weil die Blunting Line der ISO 12135 steiler ist (blaue geneigte Linie in den Bildern 6 bzw. 7) als die nach E1820 (schwarze geneigte Linie). Die Blunting Lines beider Normen beginnen im selben Punkt, bei $\Delta a = 0.2$ mm stabilem Rissfortschritt. Die Konstruktionslinie von $J_{0.2}$ nach ESIS-P2 und der aus der Stretchzonenbreite abgeleitete Kennwert J_i gemäss ISO 12135 verlaufen noch steiler (konservativer), nämlich im 90° -Winkel zur Abszissenachse. Bild 6 bzw. Bild 7.

- Wird «negatives Risswachstum» berücksichtigt oder nicht? Der häufig in der Prüfpraxis auftretende Fakt, dass die gefittete Rohdatenkurve nicht im Koordinatenursprung beginnt, sondern mit einem negativen bzw. positiven Offset, kann insbesondere bei steil verlaufenden Risswiderstandskurven einen grossen Einfluss auf die ermittelten Kennwerte besitzen. Die Norm ASTM E1820 verschiebt aus diesem Grund die ursprünglichen J - Δa -Datensätze entlang der Abszissenachse mit Hilfe des so genannten «aoq-Fits», so dass die auf den Nullpunkt zurückextrapolierte Rohdatenfitkurve den Koordinatenursprung schneidet. Die Bilder 6 bzw. 7 zeigen die aoq-korrigierten Fitkur-

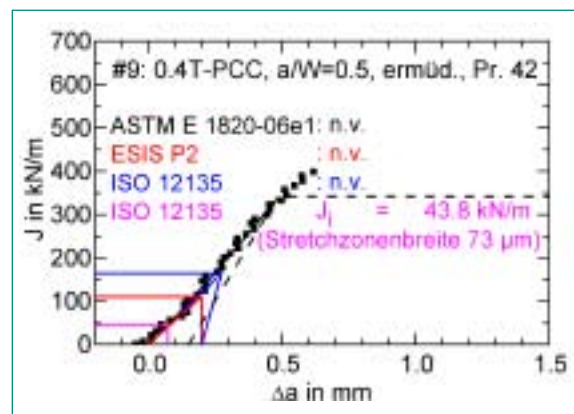


Bild 7: Risswiderstandskurve einer 0.4T-PCC-Probe.

ven gemäss ASTM E1820. In der Norm ESIS-P2 besitzt die Fitfunktion ein Absolutglied zur Berücksichtigung des Offsets, es ist jedoch keine Verschiebung der J - Δa -Wertepaare um diesen Betrag vorgesehen. Die Norm ISO 12135 hingegen besitzt weder einen Absolutglied in der Fitfunktion, noch ist eine Korrektur der Rohdaten wie in der ASTM E1820 vorgeschrieben.

- Nicht nur die Fitfunktion unterscheidet sich von Norm zu Norm, auch die Gültigkeitsbereiche (maximales J_{limit} bzw. Risswachstumsgrenzen Δa_{min} und Δa_{max} , gestrichelte Linien in den Bildern 6 und 7 gemäss ASTM E1820) sind unterschiedlich gross, innerhalb derer die J - Δa -Wertepaare liegen müssen, welche für die Fitfunktion verwendet werden. So kann z.B. die ISO 12135 zwar auf PCC-Proben mit $a/W = 0.5$ angewendet werden, aber nicht mehr bei Kurzproben ($a/W = 0.3$). Bei letztgenannten werden zu viele J - Δa -Wertepaare zum Fitten der Rohdaten ausgeschlossen, weil J_{limit} in der Norm ISO 12135 direkt proportional zur Risslänge a/W abhängt. So liegt bei Proben mit $a/W = 0.3$ nach ISO 12135 J_{limit} bei ca. 86 kN/m, i. Vgl. dazu gemäss Norm E1820 bei 490 kN/m, wo J_{limit} vom Restligament $W-a$ abhängt.
- Die Probengeometrie (1T-C(T) vs. 0.4T-PCC-Proben, insgesamt 4 Proben) hat keinen Einfluss auf die Stretchzonenbreite bzw. den davon abgeleiteten Kennwert J_i gemäss ISO 12135. Die Stretchzonen sind 65 μm bis 75 μm breit (erkennbar auf 44 % bis 99 % der Rissfront), und J_i liegt bei ca. 40 bis 50 kN/m.

Internationale Zusammenarbeit

Der experimentelle Teil des Projekts wird am Forschungszentrum Dresden-Rossendorf e.V. (FZD) durchgeführt und ausgewertet, während dem Projektleiter Herrn Hans-Jakob Schindler, Mat-Tec AG, Winterthur, sowie der HSK die abschliessende Bewertung der Ergebnisse obliegt. Das FZD besitzt langjährige Erfahrung auf dem Gebiet der bruchmechanischen Untersuchungen von unbestrahlten und bestrahlten Proben.

Bewertung 2008 und Ausblick 2009

Abgesehen von einer Ausnahme wurden die quasistatischen Prüfungen abgeschlossen und erste dynamische Versuche begonnen. 2009 werden die Probenprüfung beendet, die Daten ausgewertet und der Abschlussbericht über die Prüfergebnisse angefertigt. Das FZD wird bei der weitergehenden und abschliessenden Bewertung der Ergebnisse mitwirken.

Publikationen

Vorträge

H.-J. Schindler: *Effect of loading rate and crack geometry on the fracture behaviour of precracked Charpy specimens*. ASTM E28-E08 Workshop on Instrumented Charpy Testing Using Notched, Precracked and Miniature Specimens. St. Louis, USA, 16.11.2008.

Referenzen

- [1] Prüfrichtlinie *HSK-AN-425 Rev. 5*, Verfahren zur bruchmechanischen Auswertung von instrumentierten Schlagbiegeversuchen an angerissenen Kerbschlagbiegeproben. HSK, 14.08.2007
- [2] *ASTM E1921-08ae1* Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, T_0 , for Ferritic Steels in the Transition Range
- [3] *ASTM E1820-08* Standard Test Method for Measurement of Fracture Toughness
- [4] *ESIS-P2*: ESIS Procedure for determining the fracture toughness behaviour of materials, GKSS Geesthacht, 1992
- [5] *ISO 12135:2002(E)* Metallic materials – Unified method of test for the determination of quasistatic fracture toughness mit ISO 12135:2008 Technical Corrigendum 1

STARS

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

Author and Co-Author(s)	Martin A. Zimmermann and collaborators from the project team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 27 33, Martin.Zimmermann@psi.ch http://stars.web.psi.ch
Duration of project	January 1, 2006 to December 31, 2008

ABSTRACT

During 2008, the STARS project has pursued research in the fields of fuel behaviour modelling for high-burnup fuel, system behaviour modelling for Swiss NPP's as well as for the EPR using TRACE (including the incorporation of CFD) and investigations on the core behaviour.

An explorative investigation of the impact of gaseous swelling for the hypothetical case of a BWR RIA experiment in the NSSR using the high-temperature capsule suggested its relevance especially in view of high-burnup fuel. The FALCON code with the coupled GRSW-A fission gas model fission was also very effective in analysing the swelling behaviour of a BWR fuel rod up to a burnup of 95 GWd/t. Furthermore, good predictions of fission gas release for a set of BWR rods was achieved.

The TRACE code has further matured. The migration of the legacy BWR plant models for TRAC-BF1 was completed and good TRACE results for the KKL SEHR ADS event of 2007 as well as a good comparison to the TRAC-BF1 results for a KKM LBLOCA case can be reported. Good progress has also been achieved for the EPR-project for both the system and the CFD modelling approach.

The participation in BEMUSE documented the good performance of the uncertainty evaluation methodology adopted as PSI, using TRACE and SUSAN. Re-

sults well in line with the majority of the participants were obtained.

A PhD study developing the coupling between a CFD code (CFX) and TRACE has progressed well: The comparison of the coupled system against data from a dedicated experiment reveals good performance of the coupled codes.

Considerable effort was again spent on updating the core models, and very satisfactory agreements with the plant measurements were achieved.

SIMULATE-3K was employed to supplement an earlier CORETRAN RIA analysis for MOX cores, investigating the realistic pulse width in function of the core composition. The investigation of a BWR start-up transient using SIMULATE-3K emphasized the necessity of a detailed branching scheme a cold zero power for the development of the cross-section library in order to properly represent the positive moderator coefficient found in these core conditions.

In the framework of the NURESIM project, the Peach Bottom turbine trip has been reanalyzed using the SALOME tools, thereby establishing the BWR situation target. A parametric mixing study for a MSLB scenario using RETRAN-3D pointed to the sensitivity of the assumption of the blocked control rod to the mixing pattern. Finally, the criticality safety evaluation of the external wet storage pool for enriched reprocessed uranium confirmed the KKG values submitted to HSK.

Project Goals

Goals for 2008

- Fuel Behaviour
 - Continue analysis of selected RIA and LOCA experiments from the ALPS program
 - Continue analysis of SCIP ramp tests
 - Further develop fission gas models and perform necessary validation
 - Participate in CSNI/WGFS LOCA benchmark with analysis of IFA-650.4 / IFA 650.5
 - Establish framework for statistical fuel analysis
- Systems Behaviour
 - Develop necessary plant models for EPR reactor
 - Pursue the migration of existing plants models for legacy codes (RELAP5/TRAC-BF1)
 - Perform selected analyses to assess BWR capabilities of TRACE
 - Complete uncertainty analyses in the framework of CSNI/BEMUSE program
 - Couple TRACE with a CFD code: first test runs
 - Initiate the research program on combination of dynamic event tree and best-estimate thermal-hydraulic codes (Seed-action '06)
- Core Physics
 - Update Swiss core models (CMSYS)
 - Initiate migration to CASMO-5 / SIMULATE-4
 - Couple SIMULATE-3K to TRACE / RETRAN-3D
 - Within NURESIM, continue exploration of APOLLO-2 for application to core analysis at nodal and pin-level and perform the work necessary to achieve the BWR situation target (turbine trip transient at the core level)
 - Participate in first exercise of NSC/UAM benchmark (neutronic uncertainty in view of coupled analysis)

Work Carried Out and Results Obtained

Fuel Behaviour

Computational Interpretation of the ALPS Test LS-1 Conducted using KKL Fuel

Further work has been conducted during 2008 in continuation of the analysis of high-burnup fuel behaviour during tests simulating Reactivity Initiated Accident (RIA) [1] in the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR, Japan). The activity has been aiming at the exploration of the physical processes and material properties governing

fuel rod behaviour (e.g. Pellet Cladding Mechanical Interaction (PCMI), cladding strain and failure, etc.) during RIA. The analysis has been performed using the improved version of the FALCON fuel behaviour code recently developed at PSI by means of coupling of the standard FALCON code [2] with the mechanistic model GRSW-A [3] for fission gas behaviour and structural evolutions in the uranium dioxide fuels.

After only a minor effect of gaseous bubble swelling had been shown in the LS-1 test rod failure by the previous study [4], the recent analysis was directed towards the evaluation of the potential impact of retained fission gases in the irradiated fuel, particularly through gaseous bubble swelling, on the fuel rod thermal-mechanical behaviour during RIA for the LS-1 test of the fuel segment pre-irradiated in the KKL BWR [5]. To this end, a numerical study was performed for a hypothetical test with parameters similar to the LS-1 test, but implemented in the newly-designed high-temperature (HT-) test-capsule with coolant conditions of 559 K and 7.0 MPa. The analysis has shown a significant impact of gaseous bubble swelling in the transient behaviour of the fuel rod, given high enough cladding ductility to survive the power pulse. This comparison of two calculations performed with and without consideration of transient fission gas behaviour is illustrated in Fig. 1.

It was a priori assumed that the coolant conditions prevailing in the HT-capsule should have resulted in a higher resistance to cladding failure than for the comparably low coolant temperatures and pressure of the RT-capsule. Partly, this assumption was based on the increasing solubility limit for hydrogen in Zr-alloys [7]. On the other hand, an essentially different mechanical behaviour has been revealed by the calculations for the two types of boundary conditions, which is shown in Fig. 2, viz., a purely elastic regime up to the experimentally observed moment of failure in case of the RT-capsule against the early transition to plastic straining in case of the HT-capsule conditions. The result of these calculations was interpreted as additional evidence in favor of the necessity to discriminate between these two types of coolant conditions when defining the critical enthalpy for cladding failure caused by RIA. This statement is to be verified by the new series of the RIA-simulating tests in NSRR using the recently designed HT-capsule.

Application of the GRSW-A Model to the Analysis of Steady-State Fuel Swelling under Irradiation to a High Burn-up

Fuel swelling under irradiation is an important issue of fuel performance modeling as far as pellet growth due

to swelling (along with cladding creep deformation) is a key factor determining the moment of pellet-cladding gap closure and the level of tensile hoop stress in the cladding thereafter.

This work aimed at the application of the GRSW-A model [3] to the analysis of the processes related to fuel swelling in high-burnup fuel under normal irradiation in LWRs. The analysis was performed for pellet-averaged swelling in the pellet of an idealized fuel rod with the parameters similar to those of the BWR KKL fuel rods [5]. Note that a hypothetical history of the Linear Heat Generation Rate (LHGR) was used in the present calculation, which extended the fuel pellet burn-up at End-of-Life (EOL) to quite a high level of about 100 MWd/kgU. This was achieved by adding four equal low-power cycles to the real 7-cycle power history from the BWR KKL [5].

The results of the corresponding calculation are presented in Fig. 3 where a very good agreement can be seen between the calculation by FALCON-PSI and the fundamental experimental finding [6], viz. (1) reduction of the intragranular pellet swelling rate with burn-up due to the depletion of the matrix fission gas at the pellet periphery subjected to intragranular polygonization, which (2) entails the onset and further growth of grain-boundary bubble swelling due to the formation of pores in the so-called high burnup structure (HBS). The resulting tendency towards an increase of the total swelling rate is predicted by the calculation, as shown in Fig. 3. This finding seems to be consistent with the available data on pellet immersion density. The latter prediction seems to be especially important for the thermal-mechanical analysis of the fuel rod behaviour under normal

operation conditions, as far as the pellet swelling rate is the crucial factor for the strain and stress arising in the cladding after gap closure.

Computational Interpretation of the Data for Fission Gas Release in the High-Burnup Fuel Rods from the BWR KKL

A new model for fission gas behaviour and evolution of the fuel microstructure in uranium dioxide fuel under irradiation has been developed at PSI. Moreover, the model is coupled with the FALCON fuel behaviour code, which is extensively used for the analysis of fuel performance during normal operation and slow power transients, as well as for the analysis of the fast thermal transients during the Reactivity Initiated Accident (RIA) and Loss Of Coolant Accident (LOCA). The work addressed

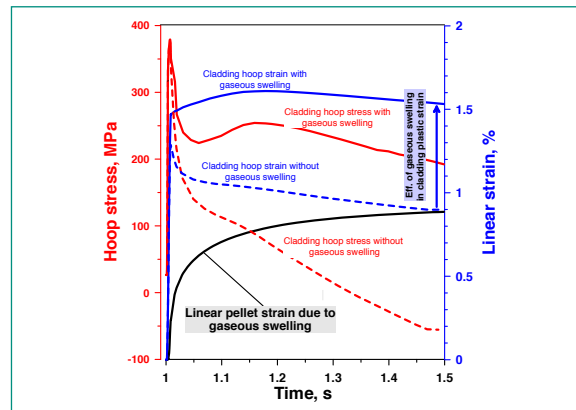


Fig. 1: Characteristics of cladding mechanical Behaviour against pellet gaseous swelling calculated for the LS-1 test assuming real Room Temperature conditions and hypothetical High Temperature High Pressure conditions.

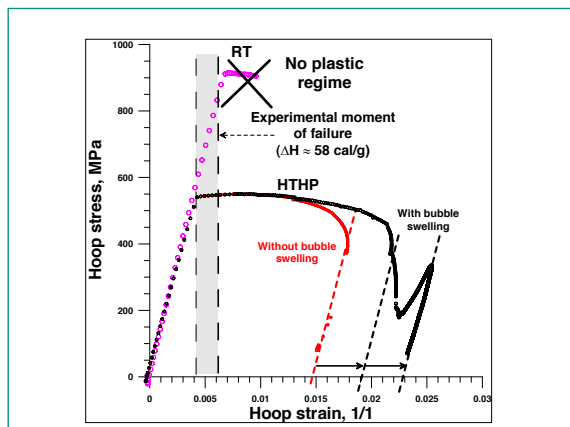


Fig. 2: Strain-stress diagrams calculated for the transient phase of LS-1 test assuming the real RT- and hypothetical HTHP-capsule (High Temperature High Pressure) conditions.

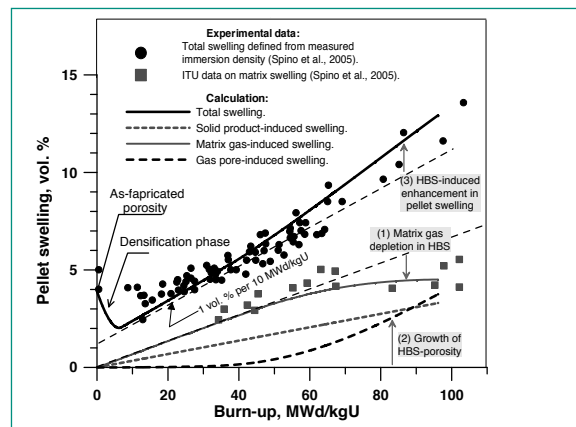


Fig. 3: Comparison of pellet-averaged swelling results in a high-burnup BWR fuel rod against experimental data.

the validation of the PSI version of the FALCON code as applied to normal steady-state operation of the fuel rods in a commercial LWR, namely the BWR KKL. Besides, some possible mechanisms and parameters responsible for the increase of Fission Gas Release (FGR) observed in the KKL fuel rods were offered on the basis of the analysis.

The FALCON code coupled with the GRSW-A model can be applied to a wide range of fuel modeling problems, including analysis of fuel behaviour under normal conditions during the commercial irradiation in the power reactors to an extended level of burn-up. In particular, the investigation has been recently conducted for seventeen fuel rods irradiated in the KKL BWR to a high level of burn-up. The different levels of burn-up ranged from a relatively modest value of about 35 MWd/kgU to about 70 MWd/kgU (pellet). All the fuel rods selected for the present analysis were fitted with the experimental data for the relative FGR at EOL [5], [7] obtained by puncturing in the Hot Laboratory and/or by measurement of the Krypton-85 activity in the plenum conducted at the NPP.

Generally, the nominal values were accepted for the code parameters in the present calculations, specifically parameters of the models for pellet fragment relocation and fuel densification, except for the supplementary parametric study of the effects of these parameters on some of the predictions. It is to be noted that the higher temperature can be obtained from the calculation when setting the parameters of fuel relocation and densification to values corresponding to the larger effective fuel-cladding gap at the beginning of irradiation and vice versa.

The agreement of the calculation with the experimental data, as shown in Fig. 4, is reasonably good in view of the large scatter of the experimental points. Also evident is the significant improvement of the results of FALCON-PSI compared to the results from the ESCORE FGR model of the standard FALCON code [2]. Specifically, it is seen in Fig. 5 that the condition for the onset of FGR has been determined reasonably well by FALCON-PSI compared to the experimental data. This refers also to the predicted rate of FGR increase with burn-up. Furthermore, rod-by-rod verification of Fig. 4 reveals that nearly all the points of the FALCON-PSI prediction fall into the so-called licensing-acceptable sector (shown as the grey region limited by the two broken lines), which corresponds to the error in relative FGR prediction not exceeding 100%. It is to be noted that virtually all the experimental points obtained by puncturing, which is believed to be the most credible of the experimental methods for FGR measurement, are located in the upper half of the mentioned segment, which suggests a conservative prediction.

It is well seen from the comparison of the calculated peak centerline fuel temperature in one of the fuel rods with the empirical FGR threshold [8], presented in Fig. 3, that the only way for the present modeling to cope with the sharp increase of the measured FGR is by assuming the existence of some a-thermal mechanism(s) of FGR acting in extended burn-up fuel. Evidently, these mechanisms are to be somehow related to the well-known features of the High Burn-up Structure (HBS) in the fuel pellet rim. Indeed, according to the present analysis, the contribution of standard FGR mechanisms resulting from the thermally-induced diffusion of the fission gas

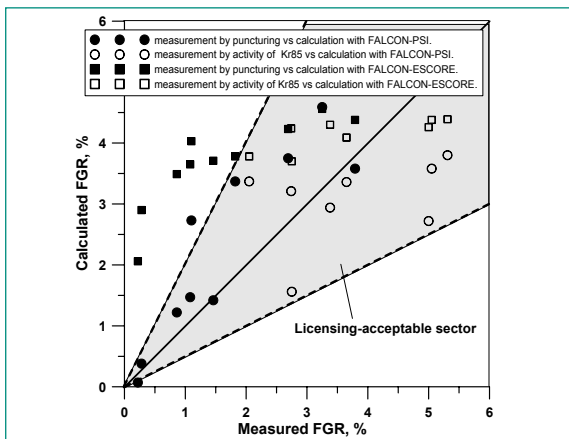


Fig. 4: Results of calculation against measurement for FGR in selected fuel rods irradiated in BWR KKL.

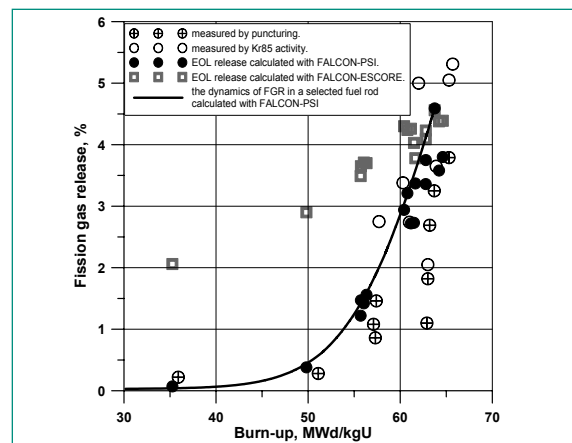


Fig. 5: Calculated and measured FGR in function of fuel rod-averaged burn-up for selected fuel rods irradiated in BWR KKL.

in the pellet center is essentially limited by very low fuel temperatures throughout irradiation. The prediction of low temperatures has been checked using most conservative assumptions for the parameters characterizing fuel pellet relocation and densification (see high-temperature curve of Fig. 6).

Systems Behaviour

KKL ADS event simulation by TRACE 5.0

The event «Fehlerhaftes Aktivieren von SEHR-ADS» that occurred at the KKL power plant on March 6 2007 has been formerly simulated with the TRAC-BF1 code [10] in order to support the interpretation of the plant data [11]. Recent efforts have been dedicated to the employment of the TRACE [12] code for LWRs transients analyses. TRACE is a modernized thermal-hydraulic code designed to consolidate the capabilities of US NRC's legacy safety codes (RELAP, TRAC).

The existing TRAC-BF1 input deck of KKL was converted into a TRACE deck. The control system model, consisting of more than 2000 control blocks, was rewritten to reflect the differences in the two codes logics. To validate the newly developed TRACE input deck of KKL, the KKL SEHR event [13] was simulated. The results were successfully compared with the TRAC-BF1 results. Then the KKL ADS event of March 2007 was simulated. The transient was initiated by the spurious opening of the 8 relief valves of the Special Emergency Heat Removal (SEHR) Automatic Depressurization System (ADS) during an integrated test on the SEHR system [11]. This resulted in a fast depressurization of the primary system. The primary pressure decreased from 7.4 MPa to

0.6 MPa. During the transient, significant water level swelling in the RPV occurred as a consequence of the steam flashing in the system. The possibility of liquid carry-over to the steam line and from there to the Safety Relief Valves (SRVs) needed to be evaluated, since these valves are not designed for operation under two-phase flow conditions.

The results of the TRACE simulation are in good agreement with the plant data. As a matter of fact, the main reactor parameters, namely reactor levels, reactor pressure (see Fig. 7), flow rates, etc., are even better predicted by the TRACE code when comparing with the results previously obtained by TRAC-BF1. The amount of liquid reaching the SRVs was estimated to be sufficiently less compared to the former TRAC-BF1 results, as illustrated in Fig. 7.

The TRACE results will be used to define the boundary conditions for further detailed CFD analyses aimed at the estimation of risks of thermal stresses for the RPV internals.

KKM modeling with TRACE

The purpose of this work was to convert a TRAC-BF1 thermal-hydraulics code input deck model of KKM power plant into a TRACE code model and assess the new model.

After establishing steady-state conditions, through a so-called «null transient» whereby the driving functions remain constant, two scoping transients have been performed to assess the input deck conversion, and also to identify potential impacts of the differences between the thermal-hydraulic models implemented in these two codes.

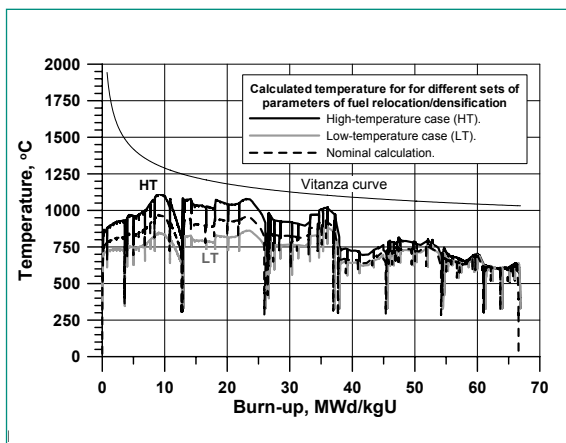


Fig. 6: Calculated centerline fuel temperature in a high-burnup fuel rod during irradiation in KKL BWR.

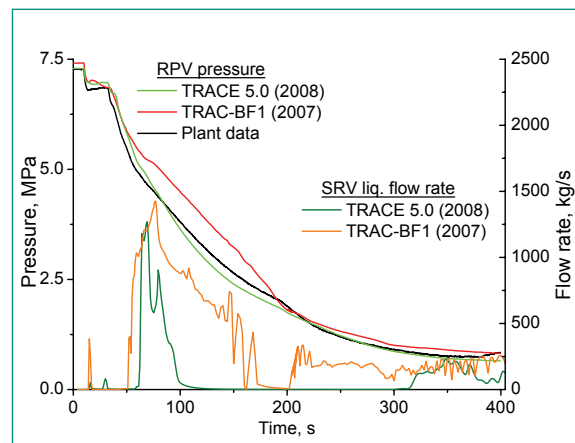


Fig. 7: Reactor pressure and liquid flow through SRVs.

Thus, a large-break loss-of-coolant accident (LBLOCA) and a loss-of-feed-water (LOFW) with stuck-open safety relief valve (SRV) scoping transients have been performed for comparisons with existing TRAC-BF1 code results [14], [15]. These transients were driven as in the TRAC-BF1 simulations for consistency and have not revealed significant difference between the code predictions, as depicted in Fig. 8 for the LOCA.

After establishing steady-state conditions, the blow-down is initiated at 100 seconds. Subsequently to reaching a peak cladding temperature of ~1060 K, all rods are quenched at ~690 seconds. The TRAC-BF1 code predictions are similar with a peak temperature of 1085 K and an earlier quench time (~100 seconds sooner). The first temperature peak is followed by a short-duration return to nucleate boiling (at ~130 seconds) before significant post-CHF conditions develop. One can observe that TRACE results are consistent in predicting delayed quench times after both temperature peaks.

As for the LOFW with stuck-open SRV simulation, the system pressure behavior was of particular interest due to its impact of the SRV behavior (e.g., valve cycling in the case of a total LOFW) and was found to compare reasonably well with the TRAC-BF1 results.

This work will be pursued by performing simulations of a total loss-of-feed-water (LOFW) transient and comparisons of predicted results with KKM plant data.

Safety Evaluations of EPR

In cooperation with the Finnish nuclear authority (STUK), a project has been launched aimed at safety evaluations of the EPR reactor. Main focus is given to large- and small-break LOCAs and to main steam-line breaks. The mixing in the reactor pressure vessel, responsible for the

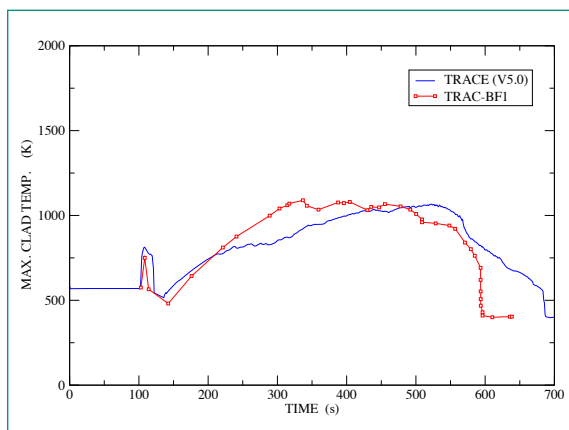


Fig. 8: Comparison of maximum cladding temperatures for KKM LBLOCA.

boron and temperatures distributions at the core inlet, has to be analyzed by means of a CFD tool, with the boundary conditions supplied on the basis of the TRACE simulations. The results of the TRACE simulations will be used as input for detailed fuel behaviour evaluation during LOCAs.

A full TRACE nodalization of the EPR has been developed. The model represents all four loops and the corresponding steam generators separately. Two nodalization schemes are employed for the vessel, a one-dimensional and a three-dimensional respectively. TRACE three-dimensional components have been employed for the nodalization of the steam generators, in order to take into account the special construction of these components (the feed-water flows into a downcomer wrapper that surrounds only the cold side of the steam generator). In Fig. 9, the nodalization of a single loop including steam generator and PZR is reported (left) together with a scheme illustrating the special features of the EPR steam generators (right). For the development of the TRACE 3D RPV nodalization, a novel tool has been developed within the NURESIM Salome' platform in collaboration between PSI and CEA, in order to automatically generate a TRACE input for the RPV by superimposing a TRACE mesh to the geometry CAD files. In parallel to the TRACE nodalization, a complete set of 3D CAD models (Fig. 10, left) of the reactor pressure vessel and its internals has been generated on the basis of the supplied drawings. The CAD model has been used as starting point for the construction of the CFD meshing. Particular attention has been dedicated to the generation of a hexahedral mesh, since this type of mesh is subject to less numerical diffusion and provides more accurate results. In Fig. 10 (right) an example of the mesh strategy is shown, as applied to the mixing device present before the core inlet plate.

Scoping simulations are currently being carried out in order to verify the TRACE model. In parallel, stationary STAR-CD simulations are being performed, aimed at optimizing the CFD mesh of the EPR RPV and its internals.

OECD/NEA BEMUSE Programme Phase V: Uncertainty analysis for a LBLOCA in ZION nuclear plant

The BEMUSE (Best Estimate Methods – Uncertainty and Sensitivity Evaluation) Programme, promoted by OECD/NEA, aims at the evaluation of uncertainty methodologies applied to the predictions of best estimate system codes. The first phases of the Programme addressed the application of best-estimate (BE) codes and uncer-

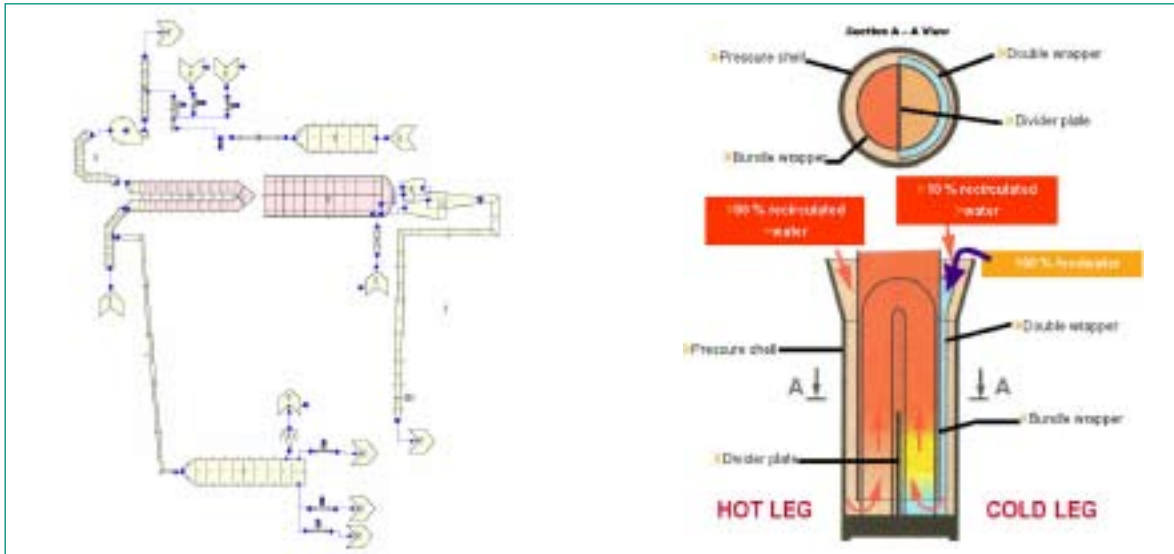


Fig. 9: TRACE LOOP model (left) and steam generator configuration (right).

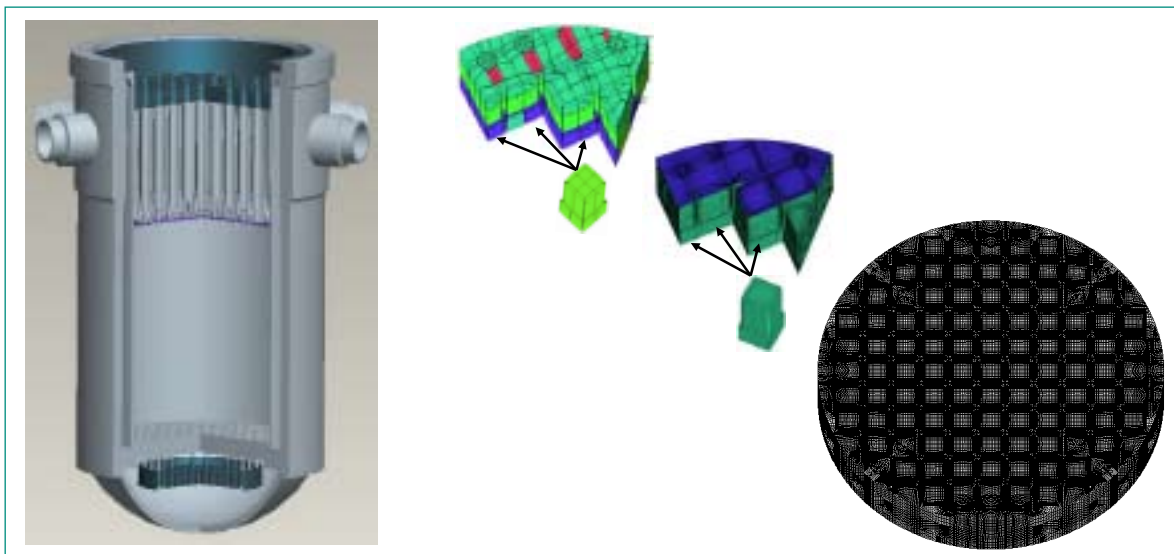


Fig. 10: CAD model of reactor pressure vessel (left) and example of meshing strategy (right).

tainty methodologies to a LOCA in the LOFT integral test facility. Phase IV [16] was focused on the sensitivity analysis for a LBLOCA in the Zion nuclear power plant, a 4-loops PWR. In the following, the results obtained during Phase-V of the BEMUSE programme are reported. This phase is concerned with the uncertainty analysis of a LBLOCA in the Zion NPP.

The Phase V of the BEMUSE Programme was carried out and completed. It consisted of the un-certainty analysis of a LBLOCA in the 4-loop PWR Zion reactor. This analysis is a follow-up of the activities carried out during phase IV of the program, during which the LBLOCA base case was evaluated and the sensitivity of the results to different parameters was investigated. The TRACE

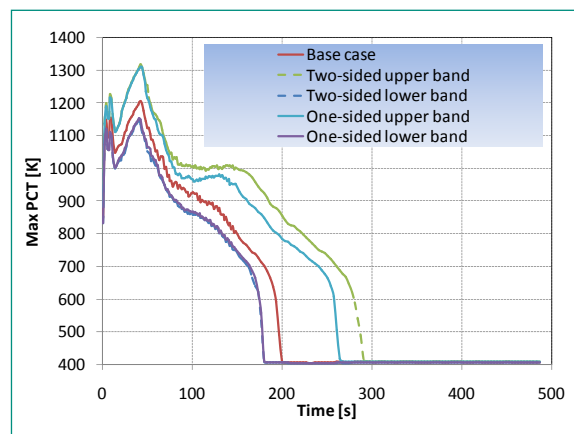


Fig. 11: PSI TRACE results for BEMUSE LBLOCA maximum cladding temperature.

1 st PCT	Lower band (K)	Base case (K)	Upper band (K)	2 nd PCT	Lower band (K)	Base case (K)	Upper band (K)
AEKI	1160	1216	1343	AEKI	1126	1200	1467
CEA	1168	1252	1326	CEA	1045	1127	1373
EDO	1212	1306	1382	EDO	1216	1326	1450
GRS	1190	1293	1393	GRS	1112	1251	1365
IRSN	1142	1218	1379	IRSN	960	1149	1308
JNES	1075	1185	1234	JNES	998	1076	1132
KAERI	1129	1187	1237	KAERI	1174	1247	1336
KINS	1178	1244	1375	KINS	1213	1291	1435
NRI1	1017	1191	1301	NRI1	1090	1220	1304
NRI2	1080	1189	1374	NRI2	1075	1219	1459
PSI	1131	1178	1237	PSI	1163	1208	1313
UNIP1	906	1054	1176	UNIP1	848	1198	1418
UNIP2	792	1204	1368	UNIP2	994	1218	1342
UPC	1069	1187	1324	UPC	1114	1189	1342
Mean	1089	1207	1318	Mean	1080	1208	1360
Std Dev	117	60	70	Std Dev	104	64	88

Table 1: Uncertainty results for 1st and 2nd PCT.

Complete core quench	Lower band (s)	Base case (s)	Upper band (s)
AEKI	112.3	259.0	334.6
CEA	247.3	370.3	583.5
EDO	124.1	136.1	379.3
GRS	179.4	273.1	423.8
IRSN	248.7	430.8	616.5
JNES	230.0	332.0	395.0
KAERI	152.1	209.8	< 1000.0
KINS	145.7	194.7	286.4
NRI1	125.0	162.8	197.8
NRI2	158.9	192.4	214.0
PSI	178.7	199.5	263.1
UNIP1	172.0	264.0	356.0
UNIP2	228.0	324.0	420.0
UPC	151.0	205.0	265.0
Mean	175.2	253.8	364.2
Std Dev	46.2	84.6	128.1

Table 2: Uncertainty results core quenching time.

nodalization developed at PSI within BEMUSE includes all four loops, and corresponding steam generators, individually a 3D representation of the reactor pressure vessel. ECCS injections and accumulators are modeled only for the intact loops. In total, the nodalization consists of 908 hydraulic volumes and 5117 heat structures nodes. A guillotine break in a cold leg is assumed

at time zero. Following the BEMUSE-V specifications [17], 20 parameters were taken into account in the uncertainty analysis, including material properties, initial and boundary conditions. The distribution and variation range of the selected parameters were assigned in the specifications and based on expert opinion [17].

120 simulations were performed for the uncertainty analysis, and the probabilistic GRS method (SUSA) was used in order to propagate parameters uncertainties to the output variables. In Fig. 11 the maximum cladding temperature is reported as function of time, together with the one- and two-sided uncertainty bands corresponding to the 5 % (lower bands) and 95 % (upper bands) quantiles respectively, with a confidence level of 95 %. The calculated upper limit for the PCT lies below the safety criterion. This was the case also for the other participants of the BEMUSE Programme.

A comparison between PSI and the other participants' estimations is reported in Table 1 for the 1st and 2nd peak cladding temperature and in Table 2 for the core quenching time. The PSI results are within the mean values and corresponding standard deviations obtained by averaging the results from all organizations. The standard deviation for the upper value of the core quenching time is rather high due to the fact that some organizations (CEA, IRSN and KAERI) predicted a rather long quenching period.

A draft report on the results of phase V has been prepared [18]. The finalized version will be issued in early

2009. The last phase of the Programme (phase VI), summarizing methods and guidelines, will be completed in the first half of 2009.

Thermal Hydraulic Analysis on PKL Boron Dilution tests

The PKL-1 test investigated pressurized water reactor (PWR) safety issues, specially, such as: Boron dilution accidents and loss of residual heat removal in mid-loop operation (during shutdown conditions).

During recent years, the best estimate system code TRACE has evolved as the recommended and supported tool by the United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC) to simulate Light Water Reactors (LWR). The improvements in version 5 are conspicuous as the code has been able to simulate accurately different scenarios in test facilities and commercial NPP's.

One of the main areas of interest is the simulation of SBLOCA with boron dilution transients. From 2000 to 2007 different tests have been carried out in the PKL test facility with the purpose to provide valuable experimental data on boron dilution transients. Many participants presented simulations of these tests with satisfactory results using different codes. The worked performed at the Polytechnic University of Catalonia (UPC) was of particular interest as all SBLOCA with boron dilution tests were simulated with the same RELAP5 nodalization [19].

A well tested RELAP5 model of the PKL test facility developed by Universitat Politècnica de Catalunya, Barcelona, (UPC) has been converted into a TRACE input deck and the results obtained for tests F1.1 [20] and F1.2 [21] have been compared.

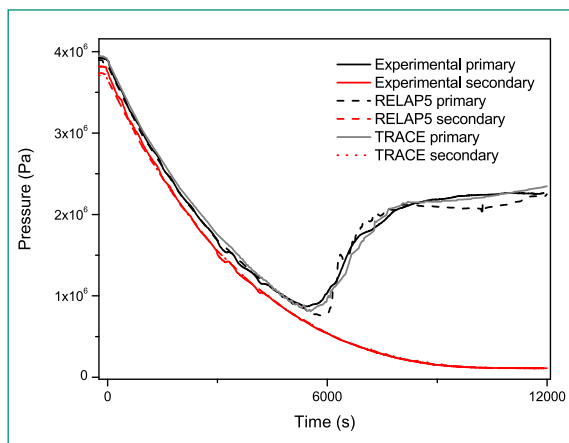


Fig. 12: Primary and secondary pressures for test F1.1: Experimental, RELAP5 and TRACE.

The results obtained for Test F1.1, which is a SBLOCA with boron dilution transient, are satisfactory. A comparison between a RELAP5 simulation and the experimental data show no major discrepancy. The transport of boron is also tested and the results of the two codes are compared, even though a substantial reduction of numerical diffusion is needed for the TRACE code. Therefore, a new numerical scheme for the solute transport equation, aimed at the reduction of numerical diffusion and the introduction of a physical turbulent diffusion coefficient, will be implemented in the TRACE code. The results will be compared to the one obtained with a modified Godunov scheme implemented in RELAP5 [23]. PKL Test F1.2, which is a parametrical study of the inherent boron dilution due to reflux-condenser conditions as a function of the primary coolant inventory, has been simulated as well. Some discrepancies related to the performance of the separators need still further investigations.

After the completion of PKL-1 project, the PKL-2 test program has started in April 2008. The program is focused on safety issues relevant for current PWR plants as well as for new PWR designs, and in particular on complex heat transfer mechanisms in the steam generators and boron precipitation processes under postulated accident situations.

Validation of TRACE reflood model

Reflooding is a phase of a LOCA accident which occurs after the injection of ECCS water. The maximal cladding temperatures during a LOCA transient are usually realized during the Reflooding stage. The proper simulation of reflooding is a crucial issue for the safety assessment. Three sets of reflood experiments, ACHILLES [24], NEPTUN [25] and FLECHT-SEASET [26], were used to validate the TRACE 5.0 code applicability to reflooding simulation.

A TRACE model of the ACHILLES facility has been developed and 74 experiments have been analyzed. The results obtained showed a satisfactory agreement with the experimental data for cladding temperatures, quench front and collapsed water level. The typical behaviour of the cladding temperature is shown in Fig. 13 for RUN A1R029 with a heat generation rate corresponding to 90 % of the ANS decay heat curve. Some differences have been observed when using a VESSEL component (three-dimensional) instead of a PIPE component (one-dimensional) to model the test section. TRACE input decks for two available NEPTUN experimental runs were developed as well and the simulations results were

compared with the experimental data. For the FLECHT-SEASET experiment, instead, the input deck developed by Gene Rhee and Jae-Hoon Jeong [27] was used. The simulation results were in agreement with the one reported in the TRACE Assessment Manual data [28]. The reflood model in TRACE performs satisfactorily. The differences between simulations and experimental data are observed mainly for the upper part of test sections. These differences may be caused by a) lack of a spacer grid model in TRACE; b) lack of simulating capability for the top quench behaviour; c) vessel shroud heat transfer and 3D effects, e.g. different mass flow in the central and peripheral areas. It can be concluded, based on the comparison with the experimental data, that the TRACE code is capable of calculating the reflood process with reasonable accuracy. The most important deficiency is the under-prediction of the cladding temperature in the upper part of test section. The usage of the most recent TRACE 5.0 version patch 1 should lead to an improvement of the results [29].

Coupling between the best-estimate thermal-hydraulic code TRACE and the CFD code CFX

Computational fluid-dynamics (CFD) is gaining increasing relevance for nuclear applications, due to its capability of accurately treating multidimensional flows. The ability to reproduce three-dimensional phenomena is of special interests when dealing with asymmetric scenarios (e.g. boron dilution or Main Steam Line Break transients). Since CFD simulations require large computational resources, a coupling between CFD and best-estimate system codes is a worthwhile endeavor, especially for the simulation of transients where three-dimensional

flows play an important role (e.g. mixing during boron dilution or Main Steam Line Break transients).

The coupling between the commercial CFD code ANSYS-CFX and the best-estimate system code TRACE has been realized at PSI [30], [31]. In order to validate the coupled code and to gain better insight in the relevance of boundary conditions at the interfaces between the two codes, a simple experimental facility has been built at PSI, consisting of two loops connected by a double T-junction (Fig. 14, left). A constant flow-rate of 80l/min is set for each loop. Therefore, a stationary velocity field is established (Fig. 14, right: CFX result). Wire-mesh sensors [32], located in three sections of the experimental set-up, allow the measurement of the two-dimensional distribution of a tracer in the given cross-section. The transient starts with the injection of a certain amount of tracer in the side loop.

Simulations have been performed by means of TRACE, where the entire loop has been modeled with TRACE alone, and by means of the coupled CFX-TRACE code, where the double T-junction has been modeled in CFX and the side loop with TRACE. At the interface TRACE-to-CFX, the cross-section averaged velocity calculated by TRACE is transformed into a developed turbulent velocity profile, before input into CFX. The experimental cross-section averaged tracer concentration is compared with the stand-alone TRACE results and with the coupled CFX-TRACE simulations (Fig. 15). TRACE alone predicts a symmetric splitting of the tracer between the main and the side loop, in accordance with the mass flow ratio between the two loops (1:1 in the experiment under discussion). CFX, instead, correctly predicts a higher amount of tracer flowing back into the side loop. In Fig. 15 (right), the integral of the tracer concentration is shown for the three wire-mesh locations respectively. The integral increases at the same time for experiments, stand-alone TRACE, and coupled CFX/TRACE simulation, demonstrating that the coupling correctly reproduces the transport of the tracer plug in the system. For location WM1, where the assumption of a turbulent velocity profile is justified by the configuration of the facility, excellent agreement is obtained with the coupled tool. This indicates that CFX correctly predicts the amount of tracer mass which is recirculated in the side loop. The fact that the same level of agreement is not obtained for the locations WM2 and WM3 is due to the less accurate prediction of the velocity profiles at these two locations. Unfortunately, the experimental tracer integral concentration cannot be weighted with the velocity profile, as the latter is not measured

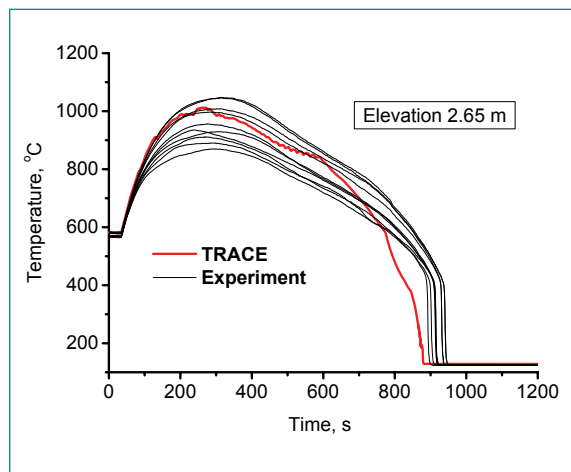


Fig. 13: Cladding temperature during reflooding (RUN A1R029).

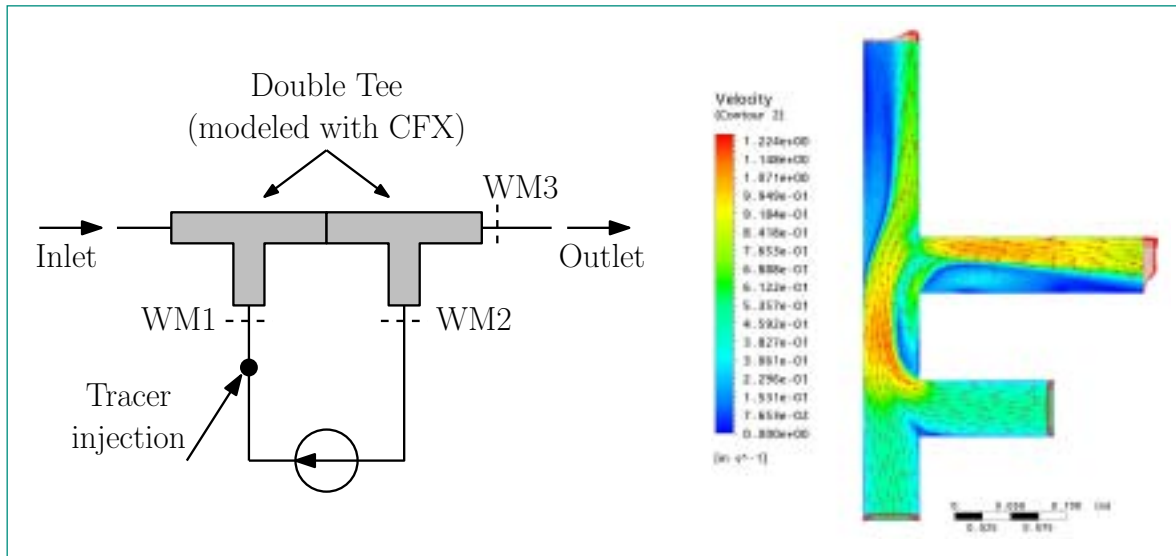


Fig. 14: Scheme of mixing set-up (left) and stationary velocity field (right).

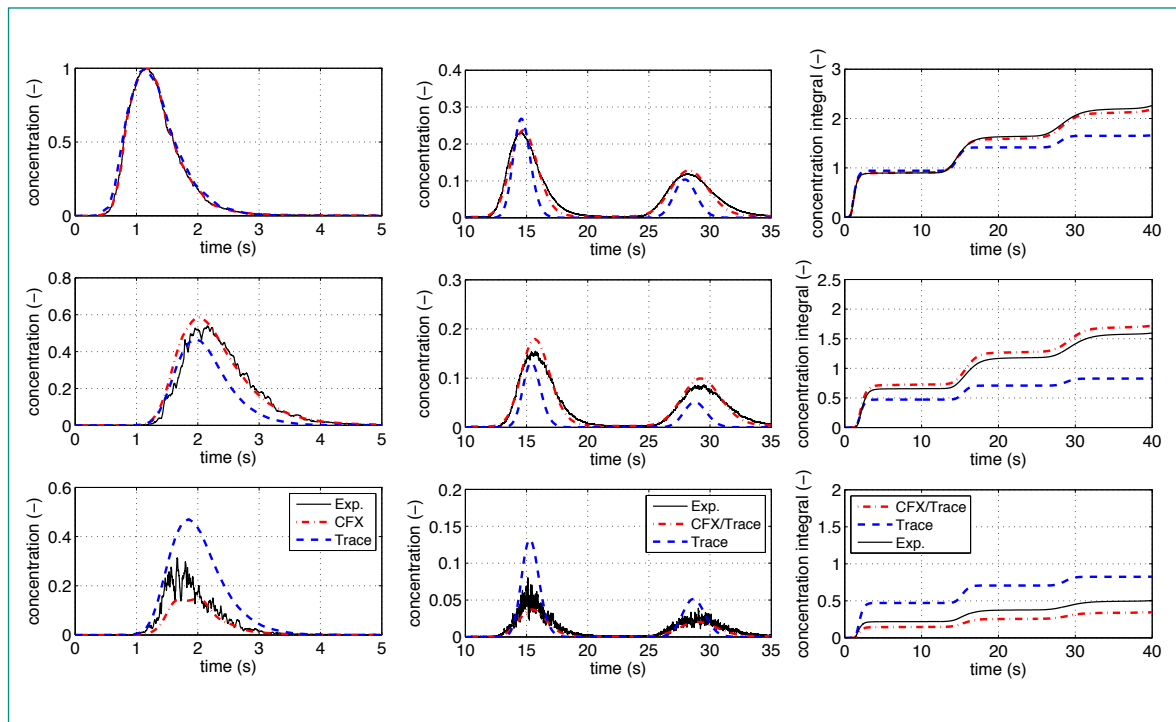


Fig. 15: Comparison between TRACE only and coupled TRACE-CFX simulation.

in the experiment. The fact that a correct prediction of the total mass of tracer recirculated in the side loop is obtained, but an incorrect cross-section average concentration results in locations WM2 and WM3 points out to a disagreement between experimental and calculated velocity profiles. This disagreement is larger for the WM3 location.

A second experimental set-up is currently under construction. The set-up is a scaled representation of a BWR

lower plenum and corresponding internals. Experiments with a time-dependent velocity field are planned, in order to challenge the coupling of the momentum balance equation as well. In addition, it has been found that the tracer transport equation present in TRACE exhibits a high level of numerical diffusion. Therefore, efforts are currently being dedicated to the implementation in TRACE of a less diffusive numerical scheme for the tracer transport equation.

Core Behaviour

Steady-State Core Analysis of the Swiss Reactors

The steady-state analysis of the Swiss reactors is carried out within the code/model integrated CMSYS (PSI Core Management SYStem) platform which was presented at the PHYSOR conference [33]. With regards to the codes, CASMO-4 (C4) is employed for the 2-D transport calculations while the 3-D two-group nodal diffusion code SIMULATE-3 (S3) is used to perform the core follow analyses.

Concerning the Swiss reactors, CMSYS models for KKB1 Cycle 35 [34] and KKB2 Cycle 33 [35] were developed and qualified during 2008. In that context, deficiencies with regards to the methods employed for the comparisons between 3-D reaction rates and in-core detector flux traces were identified and resolved, yielding an improvement of the nodal RMS accuracy from 5–7 % to ~ 3 % for both reactors.

On the BWR side, the main activity during 2008 was to develop and qualify core models for KKM cycles 29 to 34. As the most recent CASMO-4E and JEF-2.2 libraries were used for that purpose, all CMSYS models for the previous cycles 19–28 were also updated. An overview of the achieved accuracy in terms of 3-D power distribution is presented in Fig. 16 where the RMS of the differences between calculations and TIP measurements are shown at the assembly, axial and nodal level.

The accuracy for the later cycles 29–34 is seen to be similar if not better than for previous cycles, reflecting thereby an overall adequate performance of SIMULATE-3 also for cores with an increased content of Partial Length

Rods (PLR) fuel assemblies. A nodal accuracy with RMS values around 4–5 % can moreover be considered as rather satisfactory for the analysis of heterogeneous BWR cores. Nevertheless, as the largest local deviations are systematically obtained just above the core inlet and just below the core outlet, a review of the axial reflector modeling appears necessary since this will affect the axial neutron leakage. Also, since larger-than-average deviations are usually observed in the lower part of the core, a review of the thermal-hydraulic models related to the axial void distributions, specially in the single-phase and subcooled boiling regions, appears as valuable, particularly when considering moreover that the risk for a violation of the thermal-limits becomes larger in that zone due to the bottom-peaked axial power distribution during a large part of the BWR cycle operation.

PWR Core transient analysis – Reactivity Initiated Accidents

The SIMULATE-3K code is gradually being established within STARS as a replacement of CORETRAN for 3-D kinetics. In that framework, the assessment of SIMULATE-3K (S3K) for PWR reactivity-initiated-transients (RIA) at hot-zero-power (HZP) was completed during 2008 on the basis of a previous study where the full-width-at-half-maximum transient power pulse width was compared between UO₂ and MOX cores using the CORETRAN code and based on real operated KKB1 cycles. These previous CORETRAN analyses were performed, among others, to provide boundary conditions for fuel behavior analyses that were carried out during the development of the revised Swiss RIA acceptance criteria for MOX cores.

From that point of view, an assessment of S3K on the basis of this study was considered as appropriate. The results of the study have recently been submitted for publication that is currently under peer-review [36]. But to summarize, the main findings are that qualitatively, a very similar pulse width behaviour is obtained between S3K and CORETRAN, both for UO₂ and MOX cores as well as when comparing the two types of cores at different times during the cycle operation. Quantitatively, the S3K pulse width is generally slightly larger than CORETRAN but this translates to nodal enthalpy deposition differences of ~5 cal/g and this can be considered as a very good agreement. Since S3K also provides the capability for explicit pin enthalpy calculations, investigations were carried out and showed that only when the pulse width is close or below 10 ms do strong intra-assembly power peaking effects start to occur, yielding

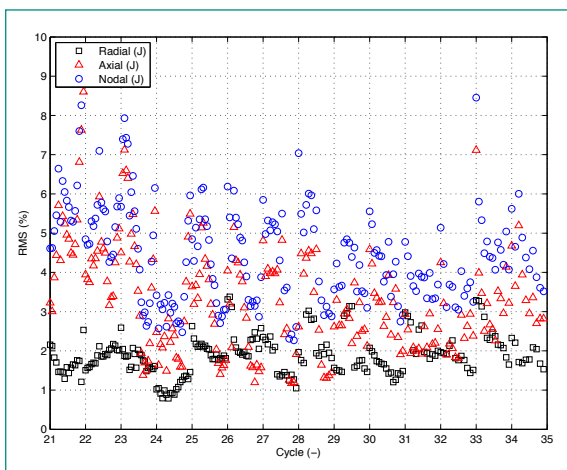


Fig. 16: CMSYS Modeling of KKM Cycles 21 – 34.

thereby increasingly larger pin enthalpies compared to nodal values.

Finally, several sensitivity studies were also carried out using S3K in order to assess the effects related to 3-D kinetic modeling options/assumptions on the pulse width. Based on these studies, pulse width (PW) curves as function of control rod excess reactivity (ER) above prompt criticality were estimated for a representative MOX and UO₂ core respectively. These curves are presented in Fig. 17 and mainly show that for the types of cores similar to the analyzed KKB1 cycles, the MOX pulse width will usually be in the range 15–20 ms and around 5–10 ms smaller compared to UO₂ cores. For ER just below 500 pcm, which corresponds to control rod worth's around 2.0 \$, the average MOX pulse width is ~15 ms. Only when assuming unrealistically large rod worth's (ER > 500 pcm) would the pulse width approach a 10 ms lower limit.

To conclude, noting that only CORETRAN had so far been assessed/benchmarked at PSI for RIA applications, the close agreement obtained with S3K for all the investigated KKB1 cores indicates that this code can be considered as equally adequate for the RIA analyses of the Swiss PWR plants. Moreover, the above results have confirmed that sufficiently representative CORETRAN 3-D calculations were provided as boundary conditions for the fuel performance code during the development of the revised MOX acceptance criteria.

BWR core transient analysis –cold zero power startup dynamics

At End-of-Cycle 20 (EOC20), the KKL reactor was shut-down for maintenance and re-started some 20 hours

later. During start-up, the coolant heating rate exceeded the maximum allowed limit because of a too rapid heat insertion caused by the combination of a positive moderator temperature coefficient (MTC) and a non-active Residual Heat Removal system (RHR). This resulted in an rapid increase of the thermal power which was attempted to be stabilized through the insertion of control rod banks but eventually continued to increase before being finally reversed by the inherent feedback mechanism (void formation) after around 2300 s.

As part of the overall assessment of S3K for 3-D kinetic LWR applications, this transient was modeled and analyzed during 2008. An overview of the S3K results obtained so far is provided in Fig. 18 where one measured neutron flux signal (APRM) is used as basis to qualitatively assess the S3K performance with regards to the predicted transient core power when using a plenum-to-plenum core model with transient boundary conditions specified at the core inlet/outlet.

As the first attempt showed a rather poor performance (C1), the cross-section methodology with regards to the MTC modeling was studied and on that basis, a more recent CASMO-4 version with a finer cross-section parameterization at cold conditions as main difference was used to update all KKL core follow models from Cycle 1 to 20. The updated core models were found to yield a slightly more positive MTC but this had a sufficiently large impact to allow S3K capturing much better the initial transient behaviour phase up to around 1000 s (case C2 in Fig. 18). During the secondary phase between ~1000 s to ~1500 s when control rods were inserted by the operators, the transient behavior is also better captured compared to the calculation

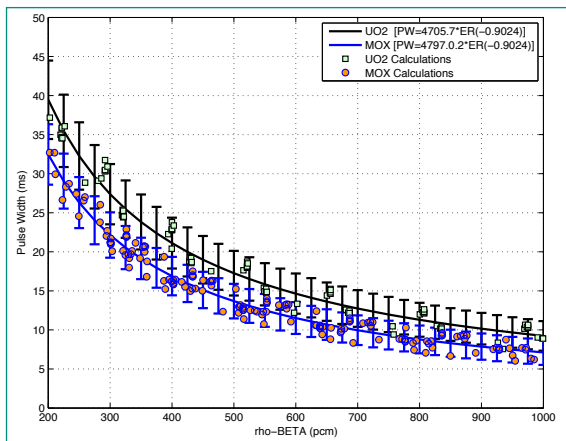


Fig. 17: PWR REA Pulse width Curves for UO₂ and MOX cores – CORETRAN/S3K Analyses.

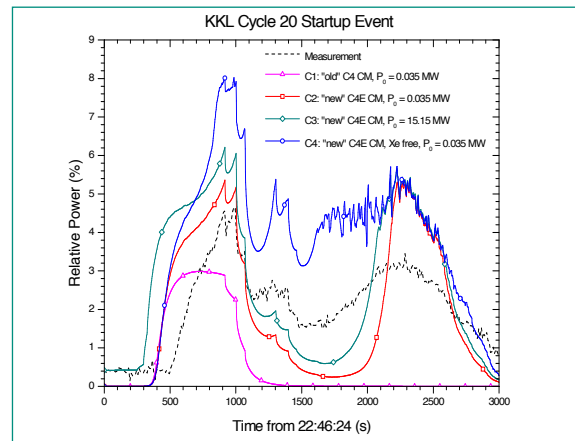


Fig. 18: SIMULATE-3K Analysis of the KKL EOC 20 Start-Up Event – Transient Reactor Power.

using the older XS methodology (C1) for which, a too low (positive) magnitude of the initial MTC combined with the CR insertion was sufficient to render the MTC negative and thereby cause S3K to predict a too early termination of the transient. Nevertheless, despite the improved MTC modeling, the S3K power remains substantially under-predicted during the second transient phase. Further studies have indicated that this is related to the challenges in capturing adequately the strong coupled neutronic/T-H effects which start to occur due to the appearance of void combined with the CR movements. This induces spectral effects on the MTC magnitude and this affects in turn, the remaining part of the transient during which, coolant heating continues. This is illustrated in when assuming a higher initial power (case C3) or when reducing the initial Xenon concentration (case 4). In both cases, a more rapid initial power excursion occurs, leading thereby to a stronger coolant density reduction (and eventually earlier void formation), affecting in turn through the MTC, the subsequent power reduction when CRs are inserted. Similarly, the power increase rate during the later transient phase, during which the coolant heating continues, is also affected. As a main next step, an S3K detector model is now being implemented in order to assess in more details the 3-D local fission power quantitative results based on all available measured APRM/LPRM neutron fluxes, noting that at such conditions, the uncertainty in the measured signals must also be carefully considered.

Coupled transient analysis – PWR Main Steam Line Break events

A study initiated during 2007 to analyze PWR Main Steam Line Break (MSLB) transients was continued during 2008. On the one hand, the effects on 3-D kinetics MSLB analyses at Hot-Zero-Power (HZIP) related to the few-group homogenized cross-section (XS) modeling and carried out with CORETRAN/S3K on the basis of the KKB1 Cycle 26 UO₂/MOX, were continued [37] and were moreover extended to investigate the impact on 3-D power distributions both at HZIP and at Hot-Full-Power (HFP) conditions [38]. On the other hand, a study of thermal-hydraulic (T/H) mixing related effects was continued, using a RETRAN-3D coupled core/system model of the two-loop KKB1 reactor based on the same 3-D neutronic Cycle 26 model as CORETRAN and with a 1-to-1 mapping between neutronics and T/H core channels. To study these effects, a very detailed nodalization of the core inlet region along with an associated parameterized radial inlet mixing model was implemented in the RETRAN-3D model. The mixing model, illustrated in the left part of Fig. 19, allows adjusting the local mixing efficiency (i.e. inlet temperature) in each individual Fuel Assembly (FA) through the use of fictitious valves assigned to each FA and whose opening areas («valve position coefficient», VPC) are parameterized to the radial distance of the FAs relative to the core mixing separation line (APL).

Based on this model, RETRAN-3D analyses were carried out for a large variety of radial mixing profiles ranging

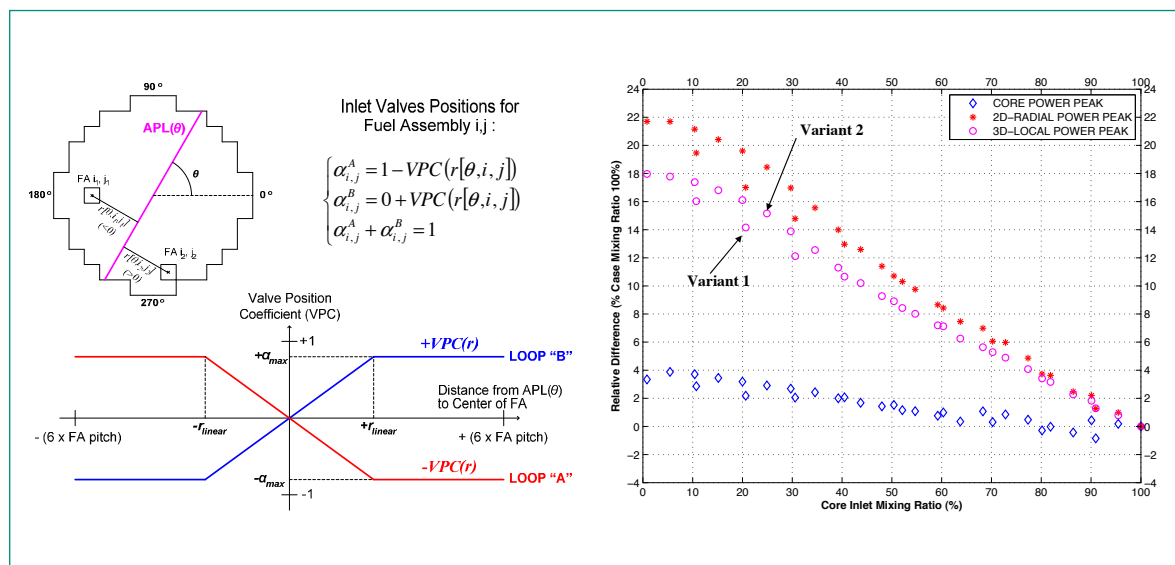


Fig. 19: RETRAN-3D Core Inlet Mixing model (left) and Effects on Transient Power at HFP (right).

from no mixing to full mixing assumptions as well as for different azimuthal positions of the separation line and taking also into account in this context, different radial positions of the assumed stuck control rod. An overview of the results obtained at HFP conditions [39] is presented in the right part of Fig. 19 where the impact on the core integral power maximum and on the 2-D/3-D transient power peaking factors is presented as function of the core inlet mixing ratio (CIMR), which characterizes the overall mixing efficiency between the coolant flows from the two cold legs [39]. In the first variant, a uniform distribution of the local mixing efficiency coefficients is assumed for all FAs belonging to a given core region. In the second variant, an inclined transition region in terms of mixing efficiency is assumed between the two core regions where again a uniform mixing efficiency is assumed. (The width of the transient region was also varied up to the length of 6 times the fuel assembly pitch [39].) It can be seen that the gradual lowering from perfect mixing (100 %) to no mixing (0 %) results in an increase of the local power peaking factors by up to 18 % (expressed relative to the perfect mixing case which was the least conservative case) while showing a much smaller impact on the total core power (4 %). In this context, it is noted that with Variant 1, an almost linear trend is obtained while for Variant 2, a more convex shaped curve is seen. To some extent, this shows that estimating a CIMR or any equivalent type of overall (scalar) mixing indicator between two (or more) loops in 3-D coupled analyses will probably not be sufficient in order to limit the uncertainties in predicted transient power peaking factors. And in turn, this emphasizes that deriving the coefficients for such core inlet mixing model, either from experimental results or from

an advanced T-H solver (e.g. CFD), could be valuable for best-estimate MSLB analyses in the near-term while for the longer term, calculations based on a coupling between large plant system models and CFD pressure vessel model should be aimed at. However, at the same time, it must be emphasized that the impact not only on local power peaking but also on DNBR predictions should first also be studied.

Core Physics and Multi-Physics activities within the NURESIM project

The NURESIM integrated project, carried out within the 6th Framework Programme of the European Union, officially ended in December 2008 but was renewed for the next three years as the NURISP project. Similarly as for NURESIM, STARS will continue to participate in the sub-project «Core Physics» (SP1) and will continue to lead as well as participate to the «Multi-Physics» (SP3) sub-project.

Within SP1, STARS is mainly participating in the development and benchmarking of computational schemes for LWRs based on the NURESIM deterministic neutronic solvers APOLLO/CRONOS. During 2008, the computational scheme developed at PSI to perform APOLLO-2 transport calculations for pin-cell models of UO₂ and MOX fuel rods was continued to be assessed against CASMO-4 but this time, with regards to the evolution of isotopic compositions as function of burnup. The development and extension of the PSI APOLLO scheme to full 2-D lattice calculations was however not initiated but is planned as part of the PSI participation to the next project phase.

Concerning SP3, apart from coordinating the sub-project, STARS is mainly participating in the establishment

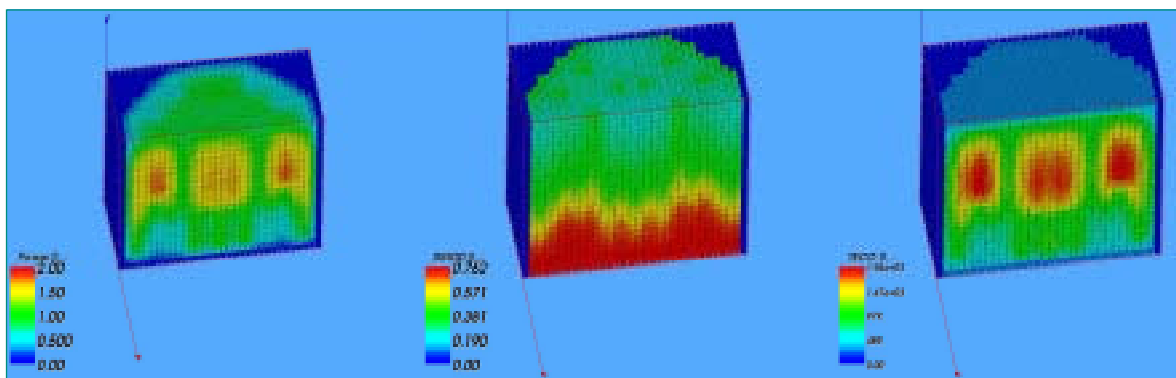


Fig. 20: BWR steady-state results using the coupled cronos2-flica4 solvers in SALOME: Power (left), Moderator Density (center) and Fuel Temperature (right).

within SALOME (software on which the NURESIM Multi-Physics simulation platform is based) of coupling schemes between the 3-D core neutronic- and thermal-hydraulic solvers CRONOS and FLICA for PWR and BWR transient analyses. In that framework, a BWR analysis was performed during 2008 [40] using the CRONOS-FLICA dynamic coupling scheme implemented in SALOME. The main objective was to verify for a BWR situation target, the operability of the different solvers and coupling tools that were developed and integrated in the NURESIM platform during the previous years, and in doing so to complement the set of situation targets that were in parallel developed by other international partners [41]. Thus, the exercise was to simulate the behaviour of a BWR core based on Exercise 2 of the OECD/NEA BWR Turbine Trip Benchmark. The thermal-hydraulic transient boundary conditions of the problem (core inlet pressures, enthalpies, velocities and core outlet pressures) represent a pressurization wave originating from the sudden closure of the turbine stop valve and that propagates throughout the system into the core, affecting thereby the void distribution and thus resulting in an insertion of reactivity due to the moderator density effect.

The steady-state results of the BWR analysis using the SALOME dynamic coupling of CRONOS and FLICA are shown in Fig. 20, which illustrates the strong coupling between power/fuel temperature distributions and the moderator density as water is being heated up. For the transient analysis, the integral reactor power was found to be in reasonable agreement with previous solutions provided by other international organizations in the context of the OECD/NEA benchmark although difficulties in achieving full convergence in the initial null-transient phase was observed.

HSK criticality safety analysis of KKG wet storage pool

The PSI methodology for Criticality Safety Evaluations (CSE) based on MCNPX with modern continuous energy cross section libraries was applied during 2008 for a first practical application [42]. This analysis was requested by the HSK and aimed at serving as an independent verification of the licensing criticality safety evaluations performed by AREVA for the new KKG external wet storage pool and for the new enriched reprocessed uranium (ERU) fuel assemblies (FA) containing a nominal ^{235}U enrichment above 5.0 wt-%. In comparison to standard fuel, ERU FAs contains a significantly higher fraction of ^{236}U , which acts as a neutron absorber early in-life but

which after irradiation allows for a longer fuel cycle. The concept of ERU fuel design is therefore to increase the nominal initial ^{235}U enrichment and to add simultaneously, a certain amount of ^{236}U such that the effective initial ^{235}U enrichment remains below 5 wt-%. Within that framework, several configurations were analyzed at PSI: the complete storage pool, a single FA with an infinite water reflector, and two configurations corresponding to accident conditions (the positioning of a FA outside a storage rack and in a corner of the storage pool). The PSI results using MCNPX along with ENDF/B-VII.0 and JEFF-3.1 for the single ERU-FA with an infinite water reflector and without ^{236}U credit are shown in Fig. 21 along with the upper subcriticality limits (USL), derived from the PSI validation suite and depicted as horizontal lines.

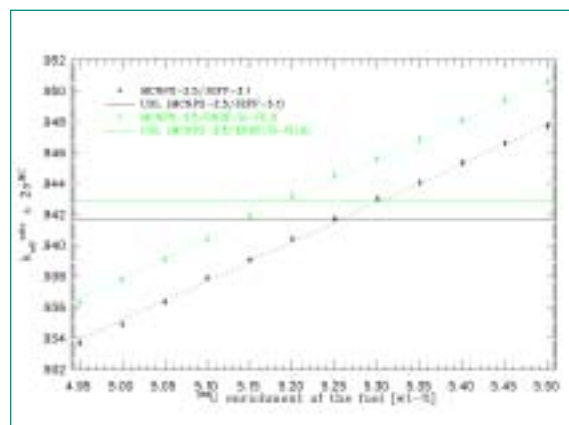


Fig. 21: MCNPX Results for a single ERU-FA in infinite water reflector configuration.

Using ENDF/B-VII.0, a maximum allowed nominal enrichment ($e_{\text{nom}}^{\text{max}}$) around 5.17 wt-% is obtained with the PSI approach and this turns out to be identical to the AREVA result obtained with a different methodology including a different code/library system. Similarly, a very close agreement was obtained when taking credit of the ^{236}U content of the fuel as illustrated by Table 3. Finally, a very close agreement was also obtained when analyzing all other configurations including the nominal entire compact storage pool. And in that context, both methodologies moreover confirmed in a consistent manner that the most stringent configuration is the single FA with an infinite water reflector. Considering the very good agreement for that case mentioned above, the PSI analyses thus confirmed the AREVA licensing results. Nevertheless, it must be noted from Fig. 21 that for the single FA case, the differences obtained by PSI in terms of maximum enrichment when applying two different

Nominal enrichment in ^{235}U [wt-%]	5.17	5.25	5.35	5.45
AREVA result for minimum ^{236}U required [wt-%]	0.0	0.15	0.42	0.76
MCNPX/ENDF/B-VII.0 result for minimum ^{236}U required [wt-%]	0.0	0.14	0.40	0.80

Table 3: Comparison of AREVA and PSI results for minimum ^{236}U content required.

libraries are larger than those that were expected when considering the USL differences from the validation suite. More precisely, while ENDF/B-VII.0 yields a maximum $e_{\text{nom}}^{\text{max}}$ of ~5.17 wt-%, JEFF-3.1 shows a larger value of around 5.23 wt-%. This was therefore further studied as part of the continuous development/consolidation of the PSI CSE methodology.

Assessment 2008 and Perspectives for 2009

Fuel Behaviour

Work towards further developing the fission gas behavior model has progressed well during the last reporting period, and a set of KKL fuel rods have been analyzed with good results. As a consequence, a (yet) small database of base irradiations for fuel rods has been established. The description of fuel swelling up to high-burnup has also greatly benefited from the improved model as well as it enabled the successful participation in the SCIP project with modeling of the ramp tests.

The application of the improved fission gas behaviour model to a high-temperature RIA scenario as it can be expected after the introduction of the HT-capsule in NSSR indicated that the behavior of the fission gas captured especially in the bubbles of the High-Burnup Structure (HBS) might be of considerable interest. Meanwhile, a first high-temperature experiment using KKL fuel has been conducted in NSSR, but relevant experimental data are not yet available. Similarly, due to the high temperatures prevailing during a LOCA, the behavior of the fission gas in the bubbles of the HBS might also play an important role.

The participation in the LOCA-benchmark exercise organized by CSNI/WGFS did not materialize due to shortage of resources. However, both experiments have already been analyzed at PSI previously. Work towards establishing a statistical framework for fuel analysis could not be launched again due to shortage of resources. This was caused partly by the necessity to train a young staff, but also due to the fact that more effort was required

for the work on further developing the fission gas behaviour model and the participation in the SCIP project with extensive modeling work.

Systems Behaviour

Significant progress has been made with the migration of existing plants models for legacy codes (RELAP/TRAC-BF1/RETRAN) to TRACE and with the assessment of TRACE capabilities for the modeling of BWR transients. The latter point is of special importance, since most of the TRACE validation cases pursued to date have been mainly focused on PWR applications. Scoping simulations of LBLOCA and loss-of-feed with the KKM model, and the successful simulation of the SEHR-ADS event occurred in KKL (March 2007) support the idea that the TRACE code has now reached a considerable level of maturity for LWRs applications.

In view of the future needs for expertise on Gen-III and Gen-III+ reactors, efforts have been dedicated to the development of TRACE and CFD models of the EPR. In 2009 these models will be employed for the simulations of SBLOCAs, LBLOCAs and MSLBs. The results of the TRACE simulations will be used as boundary conditions for the CFD model, in order to evaluate thermal and boron mixing in the EPR reactor pressure vessel, during boron dilution and MSLB transients. In addition, in collaboration with the Laboratory for Thermal-hydraulics (LTH), a study on the performances of the emergency condenser of the SWR1000 has been carried out. RELAP (LRS) and GOTHIC (LTH) simulations have been performed. The results will be compared with experimental data that will be recorded by AREVA at a large-scale facility.

CFD is gaining more and more importance for nuclear safety applications, given its capabilities of capturing three-dimensional phenomena. Therefore, a CFD expertise has been built within the STARS project. Beside the CFD EPR model, a model of the KKL lower plenum has been generated as support to specific investigations of the SEHR-ADS event. The coupling between a CFD code (CFX) and TRACE has been further pursued. Experiments on a double T-junction loop built in LTH have

been used as validation cases, showing the superiority of the coupled tool CFX-TRACE in comparison to a stand-alone TRACE model. In addition, the importance of the assumptions on the boundary conditions on the interface between 1D (TRACE) and 3D code (CFX) have been investigated. The obtained results have found a rather good international resonance.

The participation in the international programme CSNI/BEMUSE, aimed at the assessment of un-certainty methodologies for best-estimate thermal-hydraulic codes, has been continued. In PSI, TRACE, combined with a probabilistic approach based on the GRS methodology has been employed for the uncertainty and sensitivity analysis of a LBLOCA in a Westinghouse 4-loop PWR. The results obtained at PSI are well enclosed within the band obtained by averaging among all participants (for obvious reasons, no plant data were available as reference). Beside the BEMUSE programme, the efforts toward the development of a state-of-the-art computational framework have been addressed by initiating a research program aimed at the combination of best estimate plus uncertainty (BEPU) methods and dynamic event tree (DET), and to the coupling of the plant response, hardware reliability, and failure model, together with a human response model.

Core Physics

On the core modeling side, significant progress was made with regards to the KKM models which were updated up to cycle 34 and as part of this, were improved with regards to the nodal power accuracy. On that basis, several processors were developed and implemented in CMSYS to facilitate the periodic KKM model update for future cycles. Also, procedures for the periodic update of KKB1/KKB2 models were finalized, including improved methods for a comprehensive comparison of the calculation results against plant measurements. The plan is to establish similar procedures for the updates of the KKL and KKG models, the intended benefit being to allow through such CMSYS processors and interface routines, to ensure efficient periodic model updates and to release thereby, more time for detailed investigations necessary to continuously improve the methodologies and the knowledge related to 3-D core analyses. Preliminary steps towards an upgrade to the successor codes CASMO-5/SIMULATE-4 were also undertaken during the year. However, as many of the method improvements in CASMO-5 are tightly linked to SIMULATE-4 and since this later code remains under testing by the code deve-

lopers, a migration to CASMO-5 was not considered to be of immediate necessity and hence not started.

With regards to core dynamics, the assessment of S3K for 3-D core kinetics was pursued, both for PWR reactivity-initiated accidents (RIA) and main steam line break transients (MSLB) and for BWR nuclear heating transients on the basis of a KKL event. For the PWR analyses, the applicability of S3K was confirmed and this constitutes therefore a confirmation that S3K can now replace CORETRAN as main kinetic solver for these types of transients. For the BWR cold zero-power transient, the performed studies have shown that S3K is capable of capturing the overall transient behaviour but have also illustrated that complex core dynamic phenomenon with strong neutronic/T-H interactions occur during this event. Based on this, areas of improvements were identified although verification against local 3-D detector signals remains to be completed for a final assessment, noting that this will require accounting for the large uncertainties in measured APRM/LPRM detectors that are expected at such low power conditions.

Concerning the coupling of S3K with the TRACE system code, a review of the different coupling strategies was carried out during the year and on that basis, an internal coupling scheme was selected as preferred option in order to allow taking advantage of the more advanced thermal-hydraulic (T/H) modeling capabilities in TRACE (e.g. 6-equation model) as well as to ensure a consistent T/H solution scheme between core and system. On that basis, a collaboration framework, where PSI would handle the TRACE side of the coupling scheme while the S3K side would be handled by the code developers, is currently being discussed.

Since it is important that a capability to perform coupled 3-D core/plant system analyses remains available in STARS before an S3K/TRACE coupling scheme can be implemented, work related to the analysis of PWR MSLB transients with a RETRAN-3D fully coupled 3-D core/plant system model was pursued. A detailed core inlet mixing model was implemented and allowed to assess in the mixing effects on the predicted MSLB behaviour. This RETRAN-3D analysis could moreover certainly serve as basis for the future assessment of S3K/TRACE for PWR MSLB transients, noting that a strength of the RETRAN-3D analysis was that it could be carried out without any grouping of the core T/H channels, something that remains common practice in the area of coupled 3-D core/plant system analysis based on large plant models. With regards to coupled analyses, it should also be mentioned that the analysis of the BWR situation target with-

in the NURESIM platform was successfully performed and completed according to the plan. With regards to the core physics activities of NURESIM, an extension of the PSI APOLLO-2 computational scheme for full 2-D lattice applications was not initiated mainly since significant efforts are expected and this had to be balanced relative to other project priorities.

PSI continues to participate as an observer in the first exercise of NSC/UAM benchmark (neutronic uncertainty in view of coupled analysis). However, in the perspective of an active participation, efforts were undertaken towards developing a method based on statistical sampling for the propagation of cross-section uncertainties. Within that framework, discussions were undertaken with both a) GRS in order to initiate collaboration for the development of such sampling method and b) with the CASMO-4 code developers to assess the feasibility to perturb the multi-group cross-section libraries employed by the lattice code. It must be mentioned in this context that the code developers were at this stage not willing to guarantee any support in this area due to the complexity of the task, confirming thereby to some extent that the development of such neutronic uncertainty propagation methodology is a very challenging task and should therefore be approached in a gradual step-wise manner. The planned collaboration with GRS is therefore precisely aimed as a first step towards that objective.

Technical services were also performed and completed both upon request from the HSK and from the utilities. For the HSK, a criticality safety evaluation using the PSI MCNPX-based methodology was performed to analyze enriched reprocessed uranium fuel for the new external wet storage pools at KKG. The PSI calculations were found to be in very close agreement with the AREVA analyses and on that basis, the new wet storage pool as well as the introduction of ERU fuel was finally licensed. Moreover, as follow up to this application, studies were carried out to address the applicability for criticality safety of the data sets for thermal neutron scattering in water employed in different neutron data libraries. On that basis, a scientific publication is currently being prepared. This example illustrates that technical support activities can also be very valuable in order to gain new insights of scientific relevance and/or to develop novel methodologies and thus underlines the strength of the close collaboration of STARS with the national authorities and/or utilities.

Perspectives 09

The projected work for 2009 develops in three main domains:

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

Systems Behaviour

- Complete the migration of existing plant models for legacy codes (RELAP5/TRAC-BF1)
- 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, initiate the development of advanced 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 Behaviour Modeling

- Update Swiss core models (CMSYS)
- 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 NURSIP
- Establishment of a method for statistical sampling of cross-section data in neutronics calculations

References

- [1] *T. Sugiyama, M. Umeda, T. Fuketa, H. Sasajima, Y. Udagawa and F. Nagase*: Failure of high burnup fuels under Reactivity-Initiated Accident Conditions, Proc. International Conf. on the Physics of Reactors, PHYSOR'08, Interlaken, September 2008.
- [2] *Y.R. Rashid, R.S. Dunham and R.O. Montgomery*: FALCON MOD01: Fuel Analysis and Licensing Code – New, Technical Report ANA-04-0666 vol 1, ANA-TECH Corp., July 2004.
- [3] *G. 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 (Draft), 2008.
- [4] *G. Khvostov, M.A. Zimmermann, T. Sugiyama, T. Fuketa*: On the use of the FALCON code for modeling the behaviour of high burn-up BWR fuel during the LS-1 pulse-irradiation test, Proc. International Conf. on the Physics of Reactors, PHYSOR'08, Interlaken, September 2008.
- [5] *G. Ledergerber, S. Abolhassani, M. Limback, R.J. Lundmark, K.-A. Magnusson*: Characterization of High Burnup Fuel for Safety Related Fuel Testing, J. Nucl. Sci. Technol., 43, 9, 1006-1014 (2006).
- [6] *J. Spino, J. Rest, W. Goll, C.T. Walker*: Matrix swelling rate and cavity volume balance of UO₂ fuels at high burn-up, J. Nucl. Mater. 346 (2005) 131.
- [7] *A. Romano, H. Wallin*: Application of the FALCON and TRANSURANUS Fuel Performance Codes to Predict Measured Fission Gas Releases from the KKL Reactor, PSI Report TM-41-05-18, Villigen PSI, 2005.
- [8] *C. Vitanza, E. Kolstad, U. Gracioni*, in: Proc. Am. Nucl. Soc., Topical Meeting on Light Water Reactors Fuel Performance 1978, American Nuclear Society, Portland (OR) 1978, p. 361.
- [9] *G. Khvostov, et al.*: Approaches to Modeling of High Burn-up Structure and Analysis of its Effects on the behaviour of Light Water Reactor Fuels in the START-3 Fuel Performance Code, in: Proc. Water Reactor Fuel Performance Meeting 2005 (WRFPM 2005), CD-IROM, Kyoto, 2005, pp.992–1008.
- [10] *W. H. Rettig, et al.*: AN ADVANCED BEST ESTIMATE COMPUTER PROGRAM FOR BOILING WATER REACTOR ACCIDENT ANALYSIS TRAC-BF1, Idaho National Engineering Laboratory, 1992.
- [11] *P. Coddington, O. Zerkak, HSK On-Call 36*: Post-analysis of the Event «Spurious Opening of the SEHR-ADS» in KKL Leibstadt (06/03/2007), PSI, TM-41-07-05, 2007.
- [12] *S. Bajorek, et al.*: «TRACE V5.0, USER'S MANUAL», US NRC, 2008.
- [13] *P. Coddington*: Analysis of the KKL Special Emergency Heat Removal system during a Special Emergency Condition event; using the TRAC-BF1 code, PSI, TM-41-96-17, 1996.
- [14] *G.Th. Analytis*: Analysis of a LB-LOCA in KKM with highly reduced ECC (VERTRAULICH), TM-42-91-09, 1991.
- [15] *P. Coddington*: Analysis of a loss of feed water and stuck open safety relief valve transient for the KKM reactor at 110 % power, using the TRAC-BF1 code, TM-42-92-14, 1992.
- [16] *F. Reventós, L. Batet, M. Pérez, A. Guba, I. Tóth, T. Mieusset, P. Bazion, A. de Crécy, S. Borisov, T. Skorek, H. Glaeser, J. Joucla, P. Probst, A. Ui, B.D. Chung, D.Y. Oh, M. Kynch, R. Pernica, A. Manera, F. D'Auria, A. Petruzzi, A. Del Nevo*: BEMUSE PHASE IV Report: Simulation of a LB-LOCA in Zion Nuclear Power Plant, NEA/CSNI, in press, 2008.
- [17] *L. Batet, M. Pérez, F. Reventós, P. Bazin, A. de Crécy, A. T. Skorek*: Requirements for Phase 5 of BEMUSE Programme, Rev.0, January 200. Universitat Politècnica de Catalunya, Barcelona, 2008.
- [18] *F. Reventós, M. Pérez, L. Batet, I. Tóth, P. Bazion, A. de Crécy, S. Borisov, H. Glaeser, T. Skorek, J. Joucla, P. Probst, A. Ui, B.D. Chung, D.Y. Oh, R. Pernica, M. Kynch, J. Macek, A. Manera, J. Freixa, A. Petruzzi, F. D'Auria, A. Del Nevo*: BEMUSE PHASE V Report: Uncertainty and Sensitivity Analysis of a LB-LOCA in Zion Nuclear Power Plant, NEA/CSNI, Draft, 2008.
- [19] *J. Freixa*: SBLOCA with Boron Dilution in Pressurized Water Reactors: Impact to the Operation and Safety, PhD Thesis, September 2007.
- [20] *T. Mull*: OECD-PKL Test PKL III F1.1: Inherent Boron Dilution During SBLOCA, PKL AREVA report, 2005.
- [21] *T. Mull*: OECD-PKL Test PKL III F1.2: Inherent Boron Dilution due to Reflux-Condenser Conditions as a Function of the Primary Coolant Inventory, PKL AREVA report, November 2007.
- [22] *A. Jasiulevicius*: Development and Verification of PKL III Test Facility Model with TRACE, PSI TM-41-05-08, 2005.
- [23] *J. Freixa, F. Reventós, C. Pretel, L. Batet*: Boron Transport Model with Physical Diffusion for RELAP5, Nuclear Technology, November 2007.

- [24] *ACHILLES*: Heat Transfer in PWR Core During LOCA Reflood Phase, CSNI1015/01, NEADB, 2001.
- [25] *NEPTUN/5050*: PWR LOCA Cooling Heat Transfer Tests for Loft, Reflood Test, CSNI1012/CSNI1013, NEADB, 1993.
- [26] *M.J. Loftus, et al.*: PWR FLECHT SEASET Unblocked Bundle, Forced and Gravity Reflood Task Data Report, Vol. 1 and 2, NUREG/CR-1532, June 1980.
- [27] *Gene Rhee and Jae-Hoon Jeong*: TRACE CALCULATION NOTEBOOK FOR FLECHT-SEASET TEST SIMULATIONS, REVISION 5, RES/ DRASP /NRCA, 2007.
- [28] *TRACE V5.0 ASSESSMENT MANUAL*: Appendix B: Separate Effects Tests, US NRC, 2007.
- [29] *Joseph Staudenmeier*: e-mail communications, US NRC, 13 November 2008.
- [30] *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, Accepted for publication in *Annals of Nucl. Energy*, 2008.
- [31] *D. Bertolotto, A. Manera, H.-M. Prasser, R. Chawla*: CFD Simulations of a Single-phase mixing experiments, Proc. of IYNC2008, Interlaken, Switzerland, September 20 – 26, 2008.
- [32] *H.-M. Prasser, A. Bottger, J. Zschau*: A new electrode-mesh tomography for gas-liquid flows, *Flow. Meas. and Instrum.* 9, 111-119, 2008.
- [33] *H. Ferroukhi, K. Hofer, J.-M. Hollard, A. Vasiliev, M.A. Zimmermann*: Core Modelling and Analysis of the Swiss Nuclear Power Plants for Qualified R&D Applications, Proc. International Conf. on the Physics of Reactors, PHYSOR'08, Interlaken, Switzerland, September 2008.
- [34] *H. Ferroukhi, K. Hofer*: «Core Modelling and Analysis of KKB1 Cycle 35 within CMSYS», PSI Technical Report, TM-41-08-08, June 2008.
- [35] *K. Hofer*: «Core Modelling and Analysis of KKB2 Cycle 33 within CMSYS», PSI technical Report, TM-41-07-14, June 2008.
- [36] *H. Ferroukhi, M.A. Zimmermann*: «Study of the PWR Rod Ejection Accident Pulse Width for Realistic UO₂ and MOX Core Designs using 3-D Kinetic Methods», Submitted to *Annals of Nuclear Energy*, Under peer review (October 2008).
- [37] *H. Ferroukhi, O. Zerkak, R. Chawla*: «Cross-section Modelling Effects on Pressurized Water Reactor Main team Line Break Analyses», Submitted to *Annals of Nuclear Energy*, Under peer review (October 2008).
- [38] *H. Ferroukhi, O. Zerkak, R. Chawla*: «Comparative Study of CORETRAN and SIMULATE-3K for Main Steam Line Break Analyses», Proc. International Conf. on the Physics of Reactors, PHYSOR'08, Interlaken, Switzerland, September 2008.
- [39] *O. Zerkak, H. Ferroukhi*: «Effects of the core inlet mixing modelling on a main steam line break analysis at hot full power», Proc. International Conf. on the Physics of Reactors, PHYSOR'08, Interlaken, Switzerland, September 2008.
- [40] *O. Zerkak, P. Coddington*: «Analysis of the NEA/OECD BWR Turbine Trip Benchmark using the thermal-hydraulics and neutron kinetics coupling in SALOME», NURESIM NUCTECH-2004-3.4.3.1-1, Deliverable D3.3, 2008.
- [41] *E. Royer, N. Crouzet*: «Validation of NURESIM SP3 on VVER-1000 reactor». NURESIM NUCTECH-2004-3.4.3.1-1, Deliverable D3.2.1, April 2008.
- [42] *E. Kolbe*: «Criticality Safety Calculations with MCNPX for ERU Fuel Assemblies at the External Wet Storage Pool of KKG». PSI Technical Report, TM-41-08-09, April 2008.

MSWI

Melt-Structure-Water Interactions During Postulated Severe Accidents in LWRs

Author and Co-Author(s)	W.M. Ma, P. Kudinov, A. Karbojian, C.T. Tran, R.C. Hansson, T.N. Dinh
Institution	Royal Institute of Technology (KTH), Division of Nuclear Power Safety
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, 2008 to December 31, 2008

ABSTRACT

Since 2006 the MSWI (Melt-Structure-Water-Interactions) project at Royal Institute of Technology (KTH) has entered a new phase, which places the focus on assessment of ex-vessel melt risks in BWR plants with external cavity flooding. While combining both experimental and analytical studies, the present phase in the MSWI project pays an increased attention on scaling, simulation and support for plant safety analysis. Covering the topics of importance to in-vessel corium coolability and retention, ex-vessel corium coolability and steam explosion energetics, the work performed during the year 2008 investigates selected MSWI phenomena which are identified as having the largest impact and significant uncertainties on the quantification of corium coolability and ex-vessel steam explosion. Substantial advances in process modeling and new insights into related mechanisms were gained from the studies on (i) effects of low Prandtl number on molten corium pool heat transfer; (ii) debris bed formation (DEFOR); and (iii) effects of non-condensable gases on steam explosion. Specifically, CFD simulation is used to examine separate-effect phenomena in melt pool behaviour, as well as to provide data supporting the development and validation of simplified models (ECM/PECM) for reactor applications reported previously. The CFD simulations exhibit a locally enhanced (due to the corium Prandtl number) downward heat fluxes imposed on the vessel wall. The effect is then implemented in the PECM model for a melt pool heat transfer in a BWR low head, resulting in additional heatup (thermal load) of the vessel wall. More DEFOR-S ex-

periments were performed and the results confirmed that the averaged porosity of the debris beds obtained is high (60 to 70 %) and insensitive to melt composition and water subcooling. Qualitative maps of particle morphology were developed. The DEFORSIM code calculations indicate decisive role of micro-scale phenomena (e.g., inter-particle friction) on large scale properties of the debris bed, and explain why insensitivity of averaged porosity to the melt material. The DECOSIM code simulations show that natural circulation in the pool induced by the decay heated debris bed presents a potentially important self-organization mechanism that prevents formation of a tall, non-coolable debris bed. Towards the understanding of non-condensable gases (NCG) on steam explosion, a number of MIS-TEE tests were conducted using a molten tin drop in different water temperatures. The experimental observations indicate that the NCGs lead to complex pressure dynamics governing the jet formation on the bubbles interface. The resulting interactions are sufficient to disturb the droplet surface, facilitating its amenability (preconditionability) for the coolant ingress and fine fragmentation, e.g. triggerability. Conversely, the presence of NCGs in the interaction zone hinders the direct melt-coolant contact, and lowers the resulting energetics, where the upper limit for an energetic steam explosion is found to be for an aspect ratio less than 0.6.

Overall, the MSWI research in 2008 has advanced the knowledge of Melt-Structure-Water Interactions toward reducing conservatism in quantification of ex-vessel melt risks in BWRs.

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 SKI and Swedish utility), HSK, Nordic Nuclear Safety Program (NKS) and European Union (SARNET 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. Overall project objectives are shown on Figure 1.

More specifically, topical areas covered during 2006–2008 period include in-vessel debris coolability and retention (INCO), ex-vessel debris coolability (EXCO), and steam explosion energetics (SEE). The present report focuses on work and results carried out in the three topics during 2008, with the focus placed on:

- 1) Effects of low Prandtl number on melt pool heat transfer;
- 2) Experiments and simulation of debris bed formation;

3) Effects of non-condensable gases on steam explosion. The selected progress and results are summarized in the subsequent sections for corresponding topics. More achievements and detailed description of the works can be found in the publications [5-22] supported by the MSWI project.

Work carried out and Results obtained

1. Effects of Low Prandtl Number on Melt Pool Heat Transfer

1.1. Introduction

During the late phase of in-vessel accident progression, there is likelihood that a core melt pool will be formed in the reactor lower plenum. Investigation of transient melt pool formation is necessary for assessment of thermo-mechanical loading on the vessel and prediction of subsequent vessel failure modes.

However, direct simulation of flow and heat transfer in the lower plenum melt pool is a computational challenge, due to large length scale and high Rayleigh number of the melt pool (10^{15} - 10^{17}). For a BWR, the difficulty is augmented with the presence of phase changes, complex 3D geometry of the lower head and complex flow

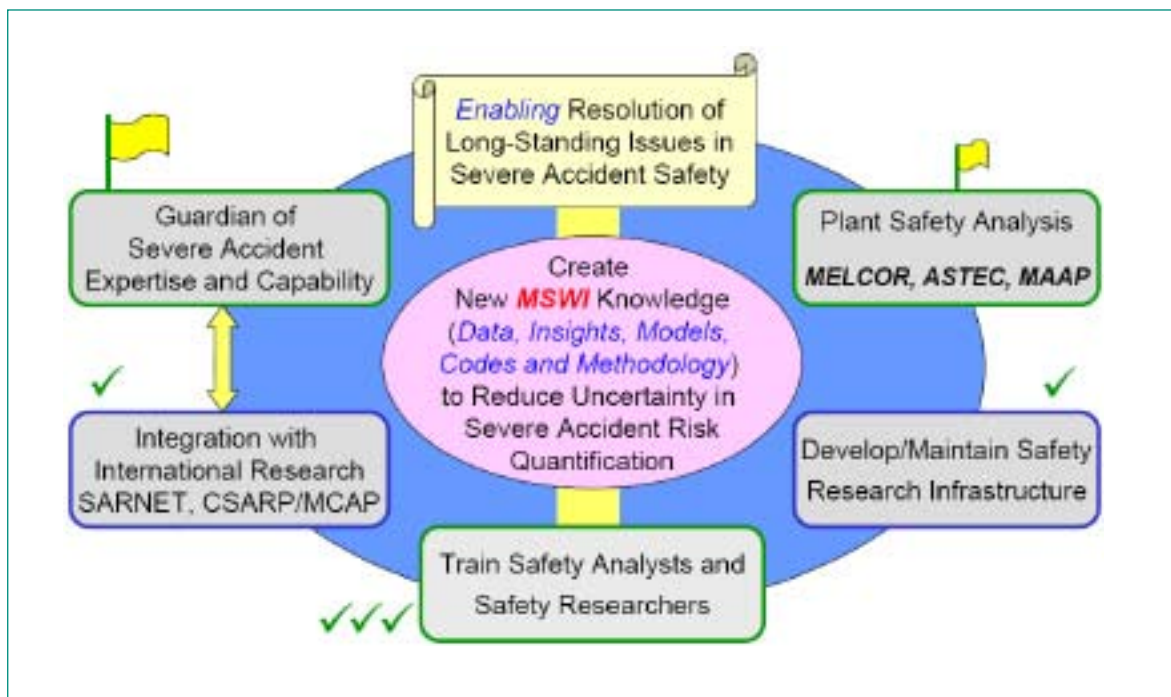


Fig. 1: MSWI Project Objectives.

patterns and heat transfer induced by the Control Rod Guide Tube (CRGT) cooling.

The widely accepted engineering approach employing low-Reynolds number turbulence models (k-epsilon etc.) fail to predict energy splitting and heat flux distributions of a high-Rayleigh number core melt pool [1]. Although it is expensive, the CFD (e.g. DNS, LES) provides capability for analysis of thermal hydraulics and gaining insights into turbulent natural convection. For instance, by CFD analysis the effect of the relatively low Prandtl number of corium ($Pr \sim 0.1-0.6$) on heat transfer characteristics in internally heated liquid pools was found to be significant and it increases with the increase of Ra number [2].

In the present study, we formulate an approach and show a way for effective usage of CFD for solutions of heat transfer and coolability of a corium pool in the BWR lower head. The technical approach is delineated in Figure 2.

The main task is assessment of thermal loadings on the vessel wall and structures during the late phase of in-vessel accident progression in a BWR (Figure 2, A). At the first stage we realized that due to complicated, long transient physical phenomena and complex geometry, the CFD methods are not directly applicable for solving of heat transfer of a core melt pool in the BWR lower head. Thus, development of computationally efficient

and reliable models is a must for solution of the problem. At the second stage (Figure 2, B, B1), the analysis of physical phenomena involved in the BWR corium pool heat transfer shows that important separate-effect phenomena can be the descending flows along the cooled CRGT walls, the flow impingement on the vessel wall in the vicinity of CRGTs.

Then (Figure 2, B2, B3, B4) using available experimental data and performing CFD simulations for specific BWR lower head geometries, we examine separate-effect phenomena, generating data-base for development and validation of models. For attaining this purpose, we employ the Fluent code. Experiments provide data for validation of the CFD tool (from B2 to B3).

Based on the insights gained from the experiments and CFD simulations, the simplified Effective Convectivity Model (ECM) and Phase-change ECM (PECM) are developed (Figure 2, C). The simplified model reflects the local effects of heat transfer and enables using the experimentally obtained heat transfer coefficients (correlation-based methods).

Validation of the simplified models (Figure 2, D) is performed with a dual-tier approach, i.e. against both experimental and CFD-generated data. Finally, the validated simplified model is applied for simulations of melt-vessel interactions in real geometry of the BWR lower head with a forest of CRGTs (Figure 2, E).

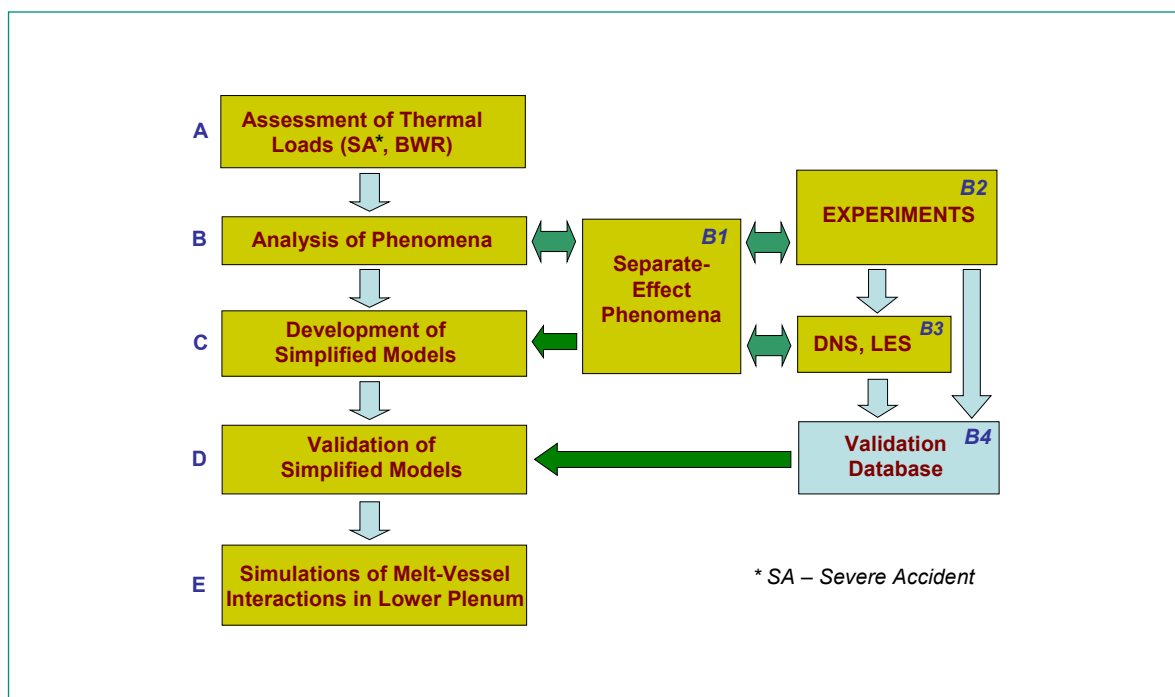


Fig. 2: A technical approach to solutions of core melt pool heat transfer in a BWR lower head.

1.2. CFD simulations and insights into flow physics

The CFD method used in the present study is an Implicit Large Eddy Simulation (ILES) method which employs high-resolution grids to effectively provide large eddy simulations without an explicit Sub-Grid Scale (SGS) model («no model» LES method). To effectively capture wall-boundary effects, a much higher resolution grid is provided in the near-wall region of the computational domain. Numerical simulations for different unstably stratified thermal flows using the ILES showed that the method works quite well in predicting mixing and heat transfer of natural convection in volumetrically heated liquid pools and for transient cool-down liquid pools [3]. An analysis of past works as well as a review of recent advances in turbulence modeling and simulation revealed that an empirical selection of numerical schemes of the ILES method for turbulent natural convection in internally-heated liquid pools has a root in Monotonically Integrated LES (or MILES) method [4].

We define the unit volume as a rectangular cavity surrounding one CRGT. The CFD simulation is performed for a unit volume of $0.3126 \times 0.3126 \times 0.4$ m. The diameter of the CRGT is 0.1245 m. Isothermal boundary conditions are applied to the top, CRGT and bottom walls. A fine grid with cell sizes of less than 0.5 mm is provided along the cooled boundaries where temperature gradients are large.

The analysis of the downward heat flux imposed on the bottom wall revealed its local enhancement in the CRGT vicinity (Figure 3). This is related to the low fluid

Prandtl number ($Pr = 0.6$) effect. Additional simulations performed for higher Prandtl numbers (for the same Rayleigh number and mesh) show that with increasing of Pr number the effect becomes weaker. As shown in the figure, for $Pr = 18$, the local heat flux enhancement diminishes.

The effect of low Pr number on the downward heat flux is shown clearer in Figure 4. In the area close to the CRGT, the heat flux is almost sixfold of that in the outside region for the case of $Pr = 0.6$. The downward heat flux is not only increased locally (in the vicinity of the CRGT), but its surface average values are also slightly increased. The upward and sideward heat fluxes are almost unchanged, the downward heat flux of $Pr = 0.6$ is increased for 29 % compared with the case of $Pr = 18$. Without external vessel cooling, high downward heat fluxes from the corium pool would cause an additional localized heatup of the Reactor Pressure Vessel (RPV) wall. It is therefore important to quantify potential effect of locally enhanced downward heat flux on the RPV failure mode.

The obtained by CFD simulation profile of the downward heat transfer coefficient is implemented in the developed simplified ECM and PECM [5,6] which is used to simulate melt pool heat transfer of a real BWR lower plenum configuration.

1.3. Analysis of severe accident progression in a BWR lower plenum

Applications of the ECM and PECM to simulations of melt pool formation heat transfer in a BWR lower ple-

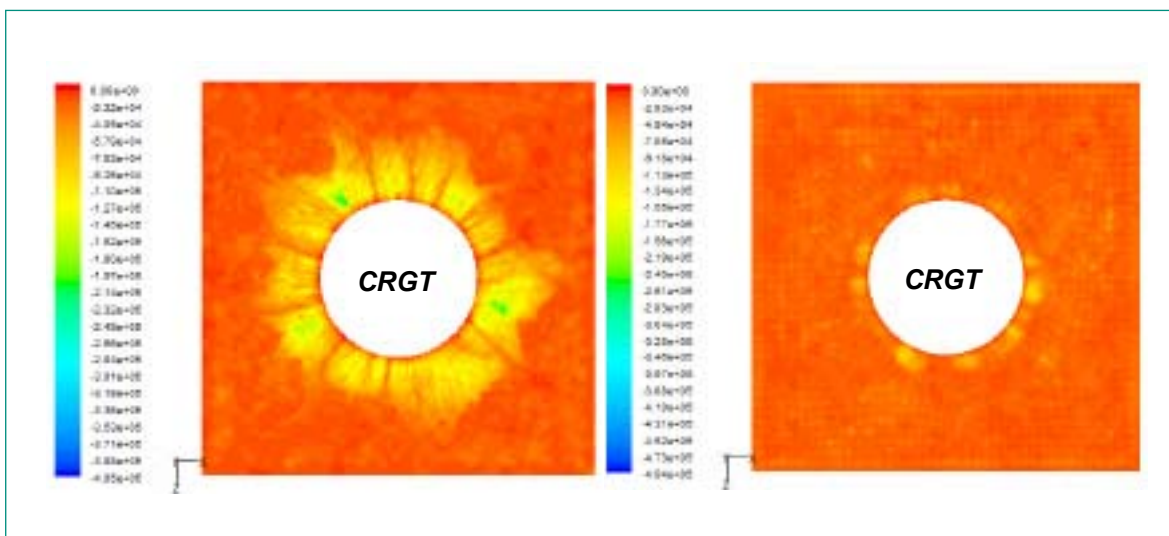


Fig. 3: Contours of downward heat fluxes for different Prandtl numbers: Left $Pr=0.6$; Right $Pr=18$.

num were reported by Tran and Dinh [5,7]. Here we present an example of PECM applications to analysis of the corium Prandtl number effect on accident progression. Considering a 0.7 m height unit volume connected below with the vessel wall, the PECM tool is used with two modifications: the PECM employs in the first case a normal downward heat transfer coefficient (i.e. determined by the downward Steinberner-Reineke correlation) and in the second case a locally enhanced downward heat transfer coefficient. Assuming the core melt pool is homogeneous and the decay heat is 1MW/m^3 , Rayleigh number of such a melt pool in the ABB-Atom reactor lower plenum (diameter of about 6 m) reaches 2×10^{14} . The top surface of the debris bed and CRGT walls are

cooled by water. In a BWR, the external surface of the vessel wall is supposed to be insulated during the accident, so a small heat flux (about 20W/m^2) is allowed. Due to presence of small gaps inbetween the CRGT walls and the vessel wall, this interface is applied to radiation and air conduction heat transfer. The other surfaces are applied either to adiabatic or symmetrical boundary conditions. Simulations are initiated with a dry-out condition of the debris bed (cake), the initial bed temperature is 450K.

Figure 5 shows the melt pool and crust in the lower plenum in connection with CRGTs. The locally enhanced downward heat flux causes a thinner crust between the melt pool and the vessel wall, especially in the places

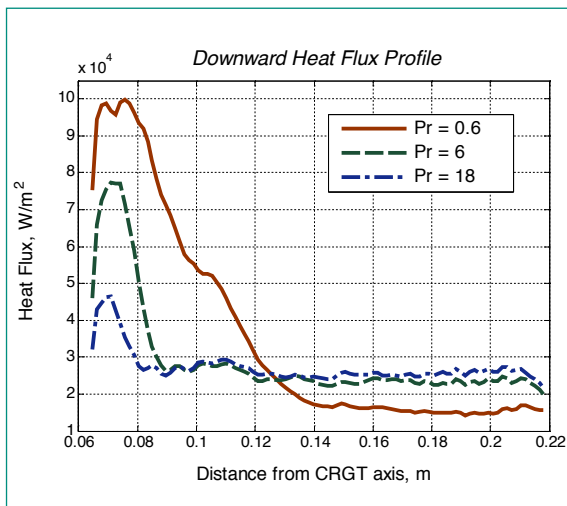


Fig. 4: Surface-averaged downward heat flux profiles of different Pr numbers.

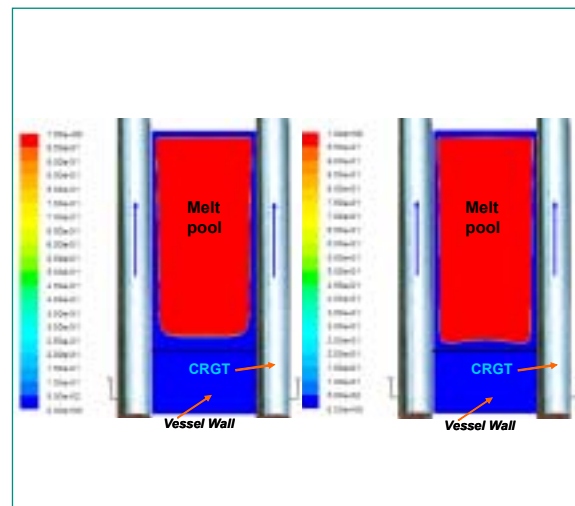


Fig. 5: Melt pool formation and crust predicted by PECM with correlation-based downward transfer coefficient (left) and with locally enhanced peaking downward heat flux (right).

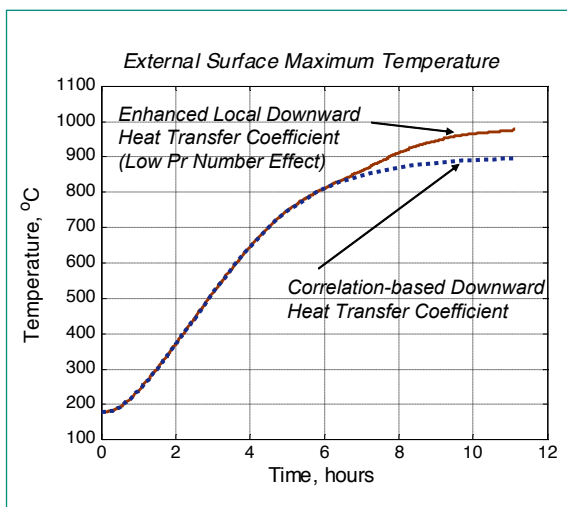


Fig. 6: Effect of low Prandtl number on vessel wall temperature evolution (unit volume simulation).

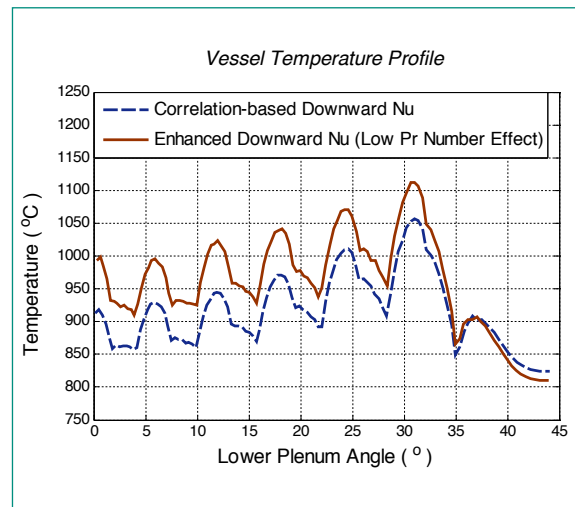


Fig. 7: Steady state vessel wall temperature profiles.

close to CRGTs. However, the heat flux is not high enough to ablate all crust covering the vessel wall, and the vessel wall beneath the crust is not melted. In case of locally enhanced downward heat transfer coefficient, the vessel wall's temperature is additionally increased compared with that of the correlation-based downward heat transfer coefficient case, about 80–90 °C (Figure 6). Although the effect of low Pr number is not strong enough to ablate all the crust under the impinging flow, the temperature increase acts to accelerate vessel failure due to thermal creep.

For further examination of the low Pr number effect on the vessel failure mode upon severe accident progression in a BWR in the presence of CRGT cooling, the PECM is applied to simulate heat transfer in lower plenum slice geometry. The slice is a segment of lower plenum containing decay-heated core materials, includes 6 CRGTs and connects with a section of the vessel wall from below. PECM simulations are performed for the 0.7 m height slice with and without enhancement of the downward heat transfer coefficient. Figure 7 presents plots of the temperature profiles along the vessel wall for the steady state which is reached after about 12 hours. Apparently, the locally enhanced downward heat transfer flux results in increase of vessel wall temperature. If the corium's Pr number effect is taken into account the local vessel temperature in the vicinity of the peripheral CRGTs is predicted to be higher than 1100 °C, which is assumed to be thermal creep temperature for the reactor vessel steel (e.g. SA533B1).

1.4. Concluding remarks

An approach for effective application of CFD to a BWR safety problem related to melt pool heat transfer in the lower head has been presented. The CFD is used to examine separate-effect phenomena as well as to provide data, supporting the development and validation of simplified models, called the Effective Convectivity Model (ECM) and Phase-change ECM (PECM) [5,6].

The CFD simulations for oxidic corium melts exhibit a locally enhanced downward heat fluxes imposed on the vessel wall under the boundary layer flow impingement. The effect is attributed to the corium's Prandtl number. The locally enhanced downward heat transfer coefficient implemented in the PECM results in additional heatup of the BWR vessel wall. Due to the additional temperature increase vessel wall thermal creep is predicted to occur in the vicinity of the peripheral CRGTs. Detailed presentation of the work can be found the paper [8].

2. Experiments and Simulation of Debris Bed Formation

2.1. Introduction

The goal of the study on debris bed formation (DEFOR) is to quantify the configuration and characteristics of a debris bed formed during corium melt slump into a water pool, which are of coolability importance. A combined experimental and numerical approach is adopted in DEFOR study to help reveal important physical mechanisms which are responsible for debris bed characteristics.

Previously, the exploratory DEFOR-E [9] test campaign provided a first-cut examination of the effect of various non-prototypic factors (e.g., simulant melt materials) and test conditions (e.g., melt temperature and discharge velocity, coolant pool depth and temperature) on debris bed formation. However, these scoping tests were of transient nature because coolant conditions were significantly altered by the heat transferred from the debris bed during relatively long melt delivery. Also in the DEFOR-E tests significant differences were observed between low density glass-like and high density ceramic type material melt simulants in the fragmentation and debris packing behaviour. While it is not possible to extrapolate the DEFOR-E results to the reactor prototypic debris bed formation, the lessons learned from the DEFOR-E observations led to the formulation of the DEFOR-S test campaign [10-11].

The DEFORSIM (Debris Formation Simulator) code [12-13] is a multiscale code under development for prediction of long transient processes of the debris packing and bed formation. The DECOSIM code [14] is also under development to predict particle deposition and spreading by taking into account two-phase flow inside the decay-heated debris bed and in the drywell pool. It is shown that global flow circulation has strong influence on particle deposition and spreading over the pool bottom area.

This report summarizes of the results obtained in the first 13 DEFOR-S experiments, and analytical studies of mechanics by simulations of DEFORSIM and DECOSIM.

2.2. Experimental results

The DEFOR-S experiments aims to characterize debris formation under well-defined coolant conditions. For this purpose the amount of melt used in DEFOR-S test was reduced to ~1 liter to minimize the coolant condition variability, most notably, the coolant temperature during melt discharge and bed formation. On the base of the DEFOR-E results analysis it was decided to use a

deep water pool to prevent debris cake formation. Several DEFOR-S tests as well as several material tests with small amount of melt were performed to identify the best material for experiments. The mixture Bi₂O₃-WO₃ is favored because of its high density and exhibition of a broad range of fragmentation behaviours reported in the previous FCI experiments with ceramic melts including corium. In addition, this material is easy to work with over a wide range of chemical compositions for which the melting temperature remains accessible by the inductive heating technology and SiC crucible used in the DEFOR facility.

The first 13 tests (S1~S13) of DEFOR-S was devoted to the study of the influence of melt composition and water subcooling on the bed's averaged porosity and morphology of the particles. Test matrix, including test

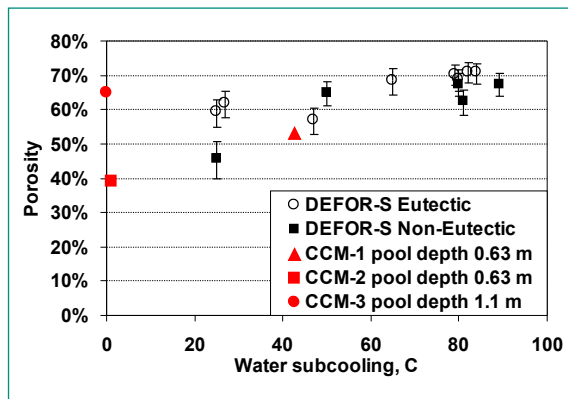


Fig. 8: Averaged porosity of debris beds as function of water subcooling and melt composition in DEFOR-S simulant-melt experiments and CCM tests with prototypic corium melt [23].

conditions, along with the measured values of the resulting bed's averaged porosity, is given in Table 1 and Figure 8. The main observations and findings from the first DEFOR-S campaign can be summarized as follows.

- The measured averaged porosity is significantly higher than the typical porosity of 40% typically postulated in all previous studies of the debris bed coolability (Table 1).
- Averaged porosity of the debris bed is largely insensitive to the melt composition (Fig.8).
- Under high subcooling (S1~S4, S6, S7, S9, S13 tests) the averaged porosity is high 62~70 %, and slightly decreases with the decrease of water subcooling.
- While averaged porosity is high (~57–65 %) in experiments with middle and low subcooling of water (S5, S8, S10~S12), there is considerable fraction of inaccessible-for-coolant porosity due to particles with fully or partially encapsulated cavity.
- The DEFOR-S data are in a good agreement with data of CCM-3 corium test [23].
- Relatively low porosity (46 %) measured for the test S8 with lower water subcooling is consistent with a cake formation. Also, a noticeable particle agglomeration was observed in S5 and S10 tests under low water subcooling.

Apparently, the combination of low water subcooling, relatively shallow pool (0.65 m in S5 and S8) and high melt superheat (210 °C in S10) impeded the debris fragments from complete solidification prior to settlement. This observation is in a good agreement with the debris agglomeration and porosity measurements in corium

N	Experiment Parameter	Experiment												
		S1	S2	S3	S4	S5	S6	S7	S8	S9	S10	S11	S12	S13
1	Component 1	MnO	MnO	Bi ₂ O ₃	WO ₃	Bi ₂ O ₃	Bi ₂ O ₃	Bi ₂ O ₃	Bi ₂ O ₃	Bi ₂ O ₃	Bi ₂ O ₃	Bi ₂ O ₃	Bi ₂ O ₃	Bi ₂ O ₃
2	Component 2	TiO ₂	TiO ₂	WO ₃	TiO ₂	WO ₃	WO ₃	WO ₃	WO ₃	WO ₃	WO ₃	WO ₃	WO ₃	WO ₃
3	Molar fraction 1, %	37%	37%	29%	64%	29%	50%	23%	23%	22%	27%	27%	22%	27%
4	Molar fraction 2, %	63%	63%	71%	36%	71%	50%	77%	77%	78%	73%	73%	78%	73%
5	Eutectic mixture	yes	yes	yes	yes	yes	no	no	no	no	yes	yes	no	yes
6	Mixture density, kg/m ³	4562	4562	7852	6436	7852	8235	7727	7727	7705	7811	7811	7705	7811
7	Melt volume, liter	0.942	0.986	0.85	0.85	1.0	1.0	0.882	0.882	0.917	1.0	1.0	1.0	1.0
8	Liquidus temperature, °C	1369	1369	880	1233	880	1080	994	994	1025	870	870	1025	870
9	Temperature of melt, °C	1450	1400	950	1400	980	1060	1020	1020	1070	1080	1150	1070	1100
10	Water temperature, °C	16	18	21	20	75	20	19	75	11	73	53	50	35
11	Water pool depth, cm	65	65	65	65	65	65	65	65	110	100	110	110	110
12	Jet free fall height, cm	20	60	60	60	60	60	60	60	60	70	60	60	60
13	Nozzle diameter, mm	20	20	20	20	16	16	12	12	12	12	12	12	12
14	Measured porosity, %	71%	71%	70%	69%	59%	68%	62%	46%	68%	62%	57%	65%	68%
15	Mass of agglomerates, %	0%	0%	0%	0%	20%	0%	0%	90%	0%	8%	0%	0%	0%

Table 1: The DEFOR-S test matrix and measured data of the debris beds.

tests CCM-1 and CCM-2 conducted in shallow water pool (0.63 m) under low to intermediate subcooling (Figure 8). Even in bed with agglomerated particles (59 % in S5) or cake (46 % in DEFOR-S8) the porosity is still higher than typical values of porosity in sphere packing (~30–40 %) used in coolability assessment.

Particle morphology is known to exert a significant influence on the porosity of the particulate beds. Morphology of debris fragments generated in DEFOR-S experiments conducted at different «snapshot» conditions varies from smooth surface particles (arbitrary shape big particles, filaments-like middle size particles, and near spherical shape small particles, all with considerable internal porosity), to rock-like particles with sharp edges and no internal porosity. Figure 9 summarizes the DEFOR-S observations of particle morphology and its dependency on water subcooling and melt composition. Despite a similar trend in morphology of small (< 1 mm) and big (> 1 mm) particles, they are considered separately. The main reason for such a separation is apparent difference in fragmentation behaviour in these two classes. For example, the smooth and spherical shape characteristic of small particles at low subcooling (Fi-

gure 9 (c)) manifests the dominance of surface tension, where as the shape of large particles (Figure 9 (a)) is neither spherical nor smooth.

The arrows on Figure 9 (b) and (d) depict the trend of increased significance (frequency of occurrence) of the observation. For example, we observe an increasing fraction of debris fragments with sharp edges with the increase of water subcooling for both small and large particles; Figure 9 (a) and (c). Certain behaviour is observed only under high or low subcooling. For example, increase of the surface micro-roughness with melt composition shifted from eutectic is evident only under low subcooling on macro smooth (spherical and convoluted shape) particles. Non sphericity of particles, such as sharp edges and convoluted surfaces observed in tests with high water subcooling is consistent with the increased porosity. At low and medium subcooling, high porosity is partially due to the internal porosity.

In summary, given the limited information available from the past FCI experiments on debris morphology and bed characteristics, the DEFOR-S experiments provide the first systematic database on fragment morphology and debris formation. Keeping the debris coolability as

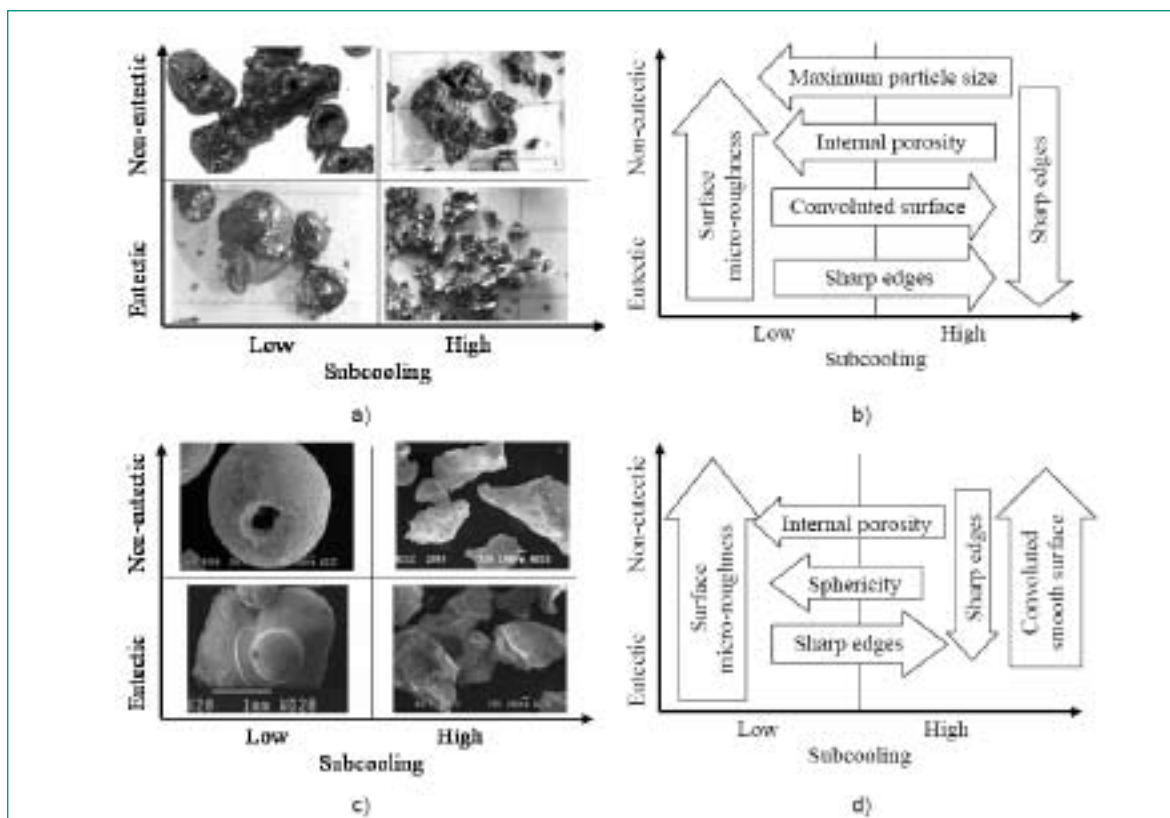


Fig. 9: Maps and trends in particle morphology dependency on water subcooling and melt composition: a, b) large particles (> 1 mm); c, d) small particles (< 1 mm).

safety goal in perspective, it is noteworthy that while the bed's higher «macroscopic» porosity (60–70 %) is potentially coolability-friendly, there remain large uncertainties in «microscopic» factors, such as the internal porosity; particle and pore size distribution, particle morphology and surface roughness. These factors may be cooperative or counteractive with respect to two-phase flow permeability and passability in the bed's porous media. Understanding and characterization of both the proto-typic debris bed's microscopic characteristics and their impact on corium coolability are subjects of the continued study in the DEFOR research.

2.3. Analytical results

The DEFORSIM multiscale code is developed on the basis of Discrete Element Method (DEM) and employed for the study of the debris packing phenomena [12-13]. We use an effective representation of the particle roughness by increasing of the sliding and rolling friction coefficients in the expression for the tangential forces.

It was shown [12] that DEM simulation indicates higher porosity of the bed in case of increased interparticle friction. Also we found an effect of uniform and non-uniform coolant flow on resulting averaged porosity and formation of low porosity channels in the bed [13]. Figure 10 shows the DEM simulation result for non-uniform

upward coolant flow with a jet-like region in the center of the domain. As the coolant flow velocity increases, the resultant porous media are predicted to feature local inhomogeneities, such as pockets and channels, concentrated along the region of coolant jet (Figure 10 (b)). Also to stress on importance of inter-particle friction we show the case with high velocity of the jet and low inter-particle friction (Figure 10 (c)). We can see that there is no channel formation can be observed, as well as the bed's averaged porosity is significantly reduced.

Remarkably, the predicted heterogeneous configurations in Figure 10 align with the microscopic inhomogeneities observed both in the DEFOR-HT experiments and in the DEFOR-LT experiments. Due to vapor production, flow pattern of two-phase flow in and above a heated bed are highly complex and characteristically non-uniform. Therefore, we expect that the structural heterogeneity is germane to all debris beds formed under prototypic FCI conditions.

It is instructive to note that direct simulation with DEM of the whole debris bed formation in case of long transient of reactor accident will be very computationally expensive if at all possible. On the other hand we don't need to know the history of each particle (micro properties) in the debris bed. What we need is averaged (macro) properties of the bed like porosity etc. Thus we

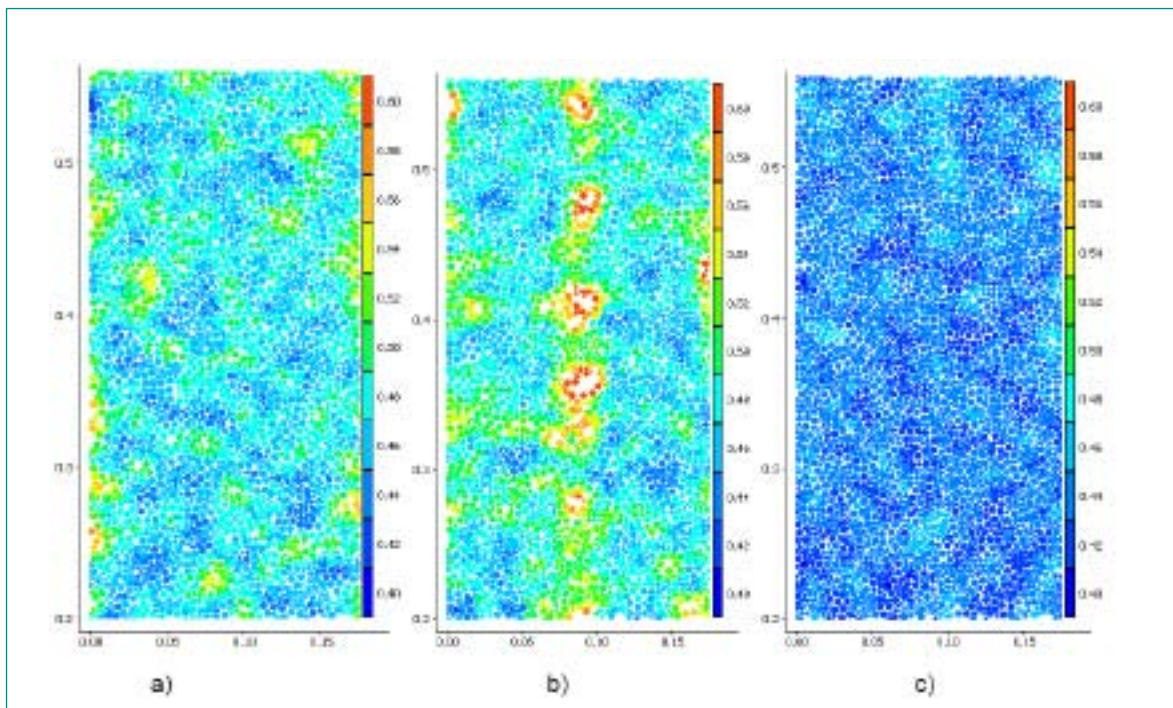


Fig. 10: Debris bed porosity in case of narrow upward jet flow of coolant: a) $V_j=0.3$ m/s; b) $V_j=0.5$ m/s, c) $V_j=0.5$ m/s, low inter-particle friction.

develop multiscale numerical methods to enhance computational performance of calculations [12]. The idea of the methods is based on the so called «Gap-Tooth» scheme. It was suggested [12] that by performing simulations with DEM method only in a finite number of small DEM «windows» (Figure 11) and by using extrapolation in time and interpolation in space for calculation of averaged debris bed properties we can significantly reduce computational costs (up to 104 times) in comparison with direct DEM simulation.

The DECOSIM code [14] is developed for study of large scale circulation flow in the pool and its influence on the debris sedimentation, resulting geometrical configuration of the debris bed, and its coolability. Figure 12 demonstrates the influence of the large scale circulation flow in the water pool on sedimentation of corium droplets. The intensive circulation results in more pronounced spreading of settled particles over the pool bottom, especially for fine particles. Such spreading is an effective self-organization mechanism against formation of a tall, non-coolable debris bed.

The numerical results obtained by the DECOSIM code clearly indicate that natural convection plays very important role in heat and mass transfer between the debris bed and coolant as well as in the formation of the debris bed spatial configuration. Further research will be concentrated on the prediction (together with DEFORSIM

code) of the growing debris bed properties (spatial configuration, porosity, local particle size distribution) with taking into account natural convection driven flows.

2.4. Concluding remarks

The goal of the DEFOR research was to create a basis for understanding of the bed formation phenomena and then prediction, with an acceptable level of confidence, of the debris bed properties which are important for coolability. So far the main achievements have been:

- The averaged porosity of the debris bed obtained in DEFOR experiments has proven to be high (~60–70%) and insensitive to melt composition and water subcooling. An increasing fraction of encapsulated porosity was detected with the decrease of water subcooling.
- Qualitative maps of particle morphology were developed on the base of DEFOR-S experimental results. It was shown that particles are mostly non-spherical with rough surface which induce higher inter-particle friction.
- Results of the DEFORSIM code calculations indicate a significant influence of micro-scale parameters (e.g., particle morphology, particle surface roughness, inter-particle friction) on large scale dynamics (e.g., debris bed porosity and thus coolability). Coolant flow also promotes increase of the averaged porosity and for-

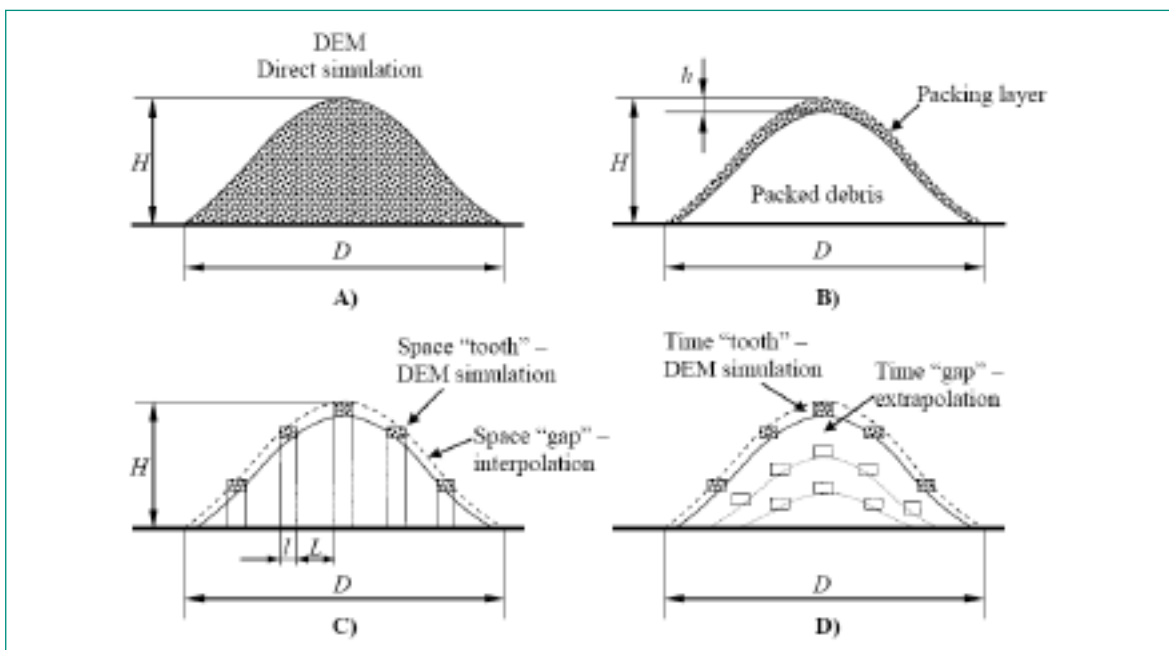


Fig. 11: Illustration of relative differences in schemes for the simulation of the debris bed formation: A) Direct simulation; B) Packing layer model; C) Packing layer model with «gap-tooth» in space; D) Packing layer model with «gap-tooth» in both space and time.

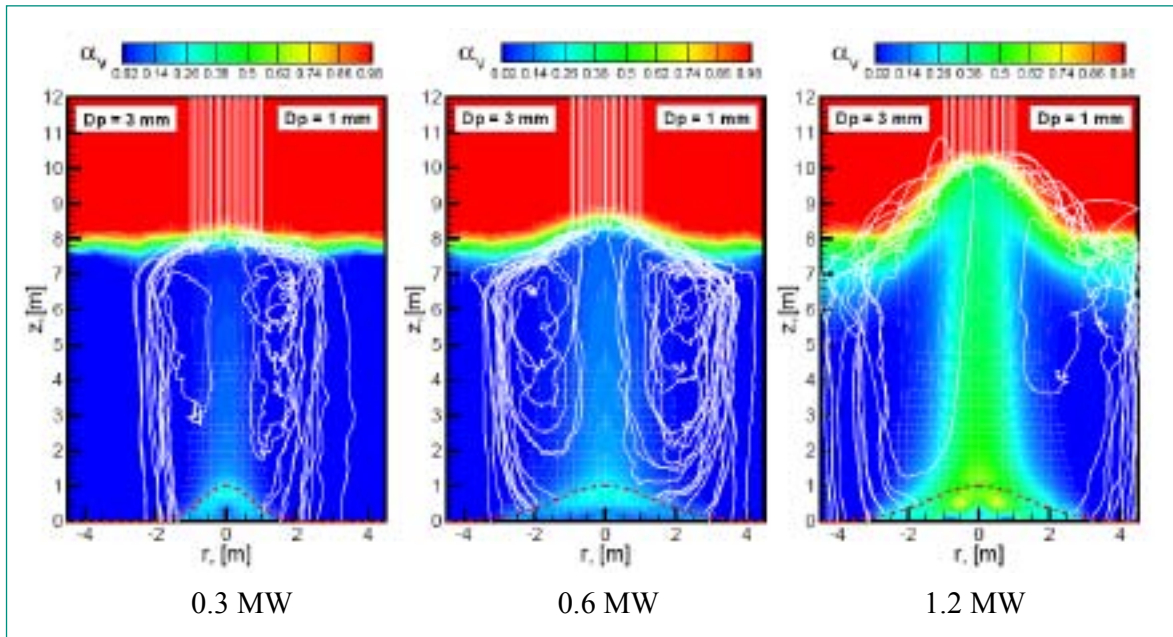


Fig. 12: Trajectories of particles in a pool with the debris bed at different decay heat levels.

mation of channels, whose presence is favorable for the bed coolability.

- To capture the effect of micro-scale physics in reactor accident predictions, a simulation framework is developed. Central to this framework is the multiscale «gap-tooth» computational approach which enables using the micro-solver to predict safety-significant macro-scale parameters.
- The results of the DECOSIM code simulation show that natural circulation in the pool induced by the decay heated debris bed presents a potentially important self-organization mechanism that prevents formation of a tall, non-coolable debris bed.

3. Effects of Non-Condensable Gases on Steam Explosion

3.1. Introduction

To understand steam explosion which may occur during a relocation of a molten material at high temperature into a pool of volatile coolant such as in a severe nuclear reactor accident, experiments were performed at KTH to investigate the micro interactions of steam explosion energetics (MISTEE) using the SHARP (Simultaneous High-speed Acquisition of X-ray Radiography and Photography) measurement system [15]. The previous analysis [16] of data obtained in the experiments on bubble dynamics shows that the so-called melt droplet

pre-conditioning, i.e. deformation/ pre-fragmentation of a hot melt droplet immediately following the pressure trigger, is instrumental to the subsequent coolant entrainment, evaporation and energetics of the resulting steam explosion. Hence, melt preconditioning is found to be directly proportional to the steam explosion conversion ratio. The new insight about the role of melt droplet dynamics suggests that a mechanistic treatment of the droplet preconditioning is instrumental to a basic understanding and quantification of how melt physical properties influence steam explosion's triggerability and energetics.

The non-condensable gases (NCG) entrapped in the vapor film that envelops the melt droplet add another dimension to the already complicated steam explosion phenomenology. Past works suggested that the NCGs influence motion of vapor-liquid interfaces suppressing the vapor film collapse and direct liquid-liquid contact. The NCG are therefore thought to reduce steam explosion triggerability and energetics. The effect thus offers a way to test the contribution of various mechanisms involved.

A number of MISTEE tests were conducted using molten tin drop in different water temperatures. The MISTEE-NCG test series was selected among the MISTEE runs in which a considerable amount of air was entrapped with the melt drop during its plunging through the water's free surface. The entrapped air forms a rear bubble, which varies in size and interacts with the main bubble

(vapor film around the drop). The amount of air confined in the vapor film can be translated into the bubble morphology, e.g. aspect ratio (width/height).

3.2. Experimental results

Still pictures, recorded by the high speed camera, with a temporal resolution of 0.05 ms per frame, are presented in Figures 13 and 14 revealing the air/vapor bubble progression during its interaction with a 0.6–0.7 g of molten tin droplet initially at 1000 °C.

In Figure 13, at first, the undisturbed molten droplet, undergoing stable film boiling along with a large air/vapor rear (aspect ratio: 0.483), falls freely into the water with a velocity of 0.7 m/s. At $t=0$ ms, the system is disturbed by an external pressure pulse of 0.15 MPa. The pressure wave compresses the bubble which encloses the droplet, as seen at $t=0.15$ ms. Induced by the passage of the pressure wave, the air/vapor rear collapses ($t=0.45$ ms) compressing the contents of the bubble. In this way the NCGs contents acts as a spring and drives the air/vapor rear back into expansion ($t=0.75$ ms). Thereafter, the rear collapses once more ($t=1.15$ ms).

A small jet appears on the low periphery of the bubble during the first collapse of the rear, $t=0.25$ ms. Jet formation is commonly observed in the cavitation phenomena, where the asymmetric collapse of the vapor film leads to an elongated shape of the bubble in the downward direction. In the present scenario the jet develops in a time scale of 1 frame, e.g. 0.05 ms, recoils and forms again cyclically.

The parallel oscillatory behaviour of the rear and jet carries on until the direct liquid-liquid contact occurs and nucleation takes place expanding the bubble and rear. The overgrown bubble/rear reaches its maximum ($t=2.75$ ms) and starts to collapse towards the molten

droplet. The accelerating interface on the rear side hits the molten droplet ($t=7.55$ ms) adding the NCGs into the interaction zone with such a kinetic energy as to hydrodynamically fragment the droplet. Film boiling on the still hot fragments ($t=14.8$ ms) points out to the suppression of the direct melt-coolant contact and, thus, the steam explosion itself.

Figure 14 shows the bubble/rear evolution for a larger aspect ratio, e.g. less entrapped NCGs. Initially, the dynamics are similar to the previously described case: air/vapor film collapse, as seen at $t=0.05$ ms, rear oscillatory behaviour ($t=0.05$ to 1 ms) and jet cyclic formation underneath of the main bubble ($t=0.25$ ms). However, during the last rear collapse ($t=1$ ms) the melt droplet is partially exposed to the coolant in the main bubble lower hemisphere. The mixing, e.g. melt-coolant direct contact, occurs leading to an explosive vapor generation and fragmentation of the whole droplet ($t=1$ ms to 5.7 ms). The fine fragments set off in the radial direction following the interface of the growing bubble ($t=2.4$ ms). As the vapor bubble decelerates, the inertia of the fine fragments causes them to go through the bubble surface ($t=3.15$ ms). The latter reaches its critical size and the subsequent bubble collapse leaves the fine fragments dispersed into the coolant ($t=4.30$ ms).

In Figure 15, the radial growth history of the vapor bubble, for different coolant temperatures and different aspect ratios, is represented by the normalized equivalent diameter (Deq) estimated by the image projected area. The MISTEE-NCG data shows that the presence of a significant amount of NCG (aspect ratio < 0.6) can suppress the bubble's energetic «second cycle». The mechanism that governs the steam explosion suppression is the collapsing interface at the end of the first cycle that introduces the NCG into the mixing zone hindering the direct

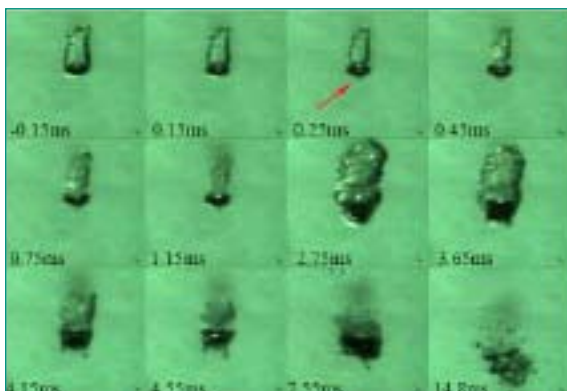


Fig. 13: Photographic sequence of a typical MISTEE-NCG test when a large rear ($AR < 0.6$) is present.

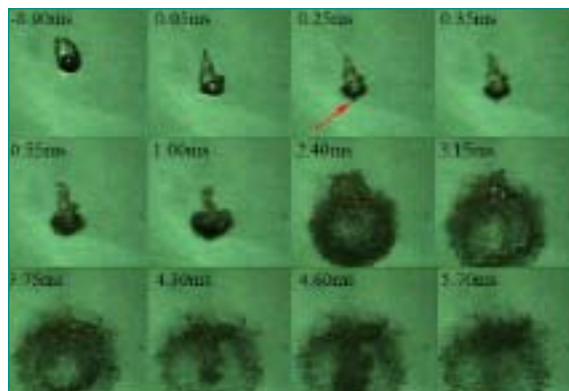


Fig. 14: Photographic sequence of a typical MISTEE-NCG test when a small rear ($AR \approx 1$) is present.

liquid-liquid contact, which is central to melt-coolant heat transfer and evaporation, Figure 13.

Conversely, in the case of a relatively small amount on NCG (aspect ratio ≤ 1) the direct melt-coolant contact occurs during the interface collapse (low subcooling) or during the rear dynamics itself (high subcooling), Figure 14 leading to steam explosion and fine fragmentation of the melt.

Such an energetic interaction diverges greatly from the mild characteristics of the first case. This puzzling finding was the main motivation to scrutinize the role of NCG on the steam explosion. The observation of bubble-melt dynamics can be found in [17].

The concept of preconditioning, introduced earlier [16], states that the droplet deformation/prefragmentation during the initial bubble cycle, e.g. up to the first bubble expansion, will dictate the steam explosion energy-

tics. That is to say, that the greater the melt droplet's deformation/prefragmentation during this period, the easier it is for the coolant to entrain upon bubble collapse, which will then allow a larger mass of volatile coolant to permeate deeper into the melt interior. The enhanced mixing environment is more favorable to the subsequent energetic explosive vaporization.

Deformation/prefragmentation of a molten drop can be quantified by its projected area evolution prior the direct molten-coolant contact, $A_{melt,final}/A_{melt,initial}$. Figure 16 (a) shows the droplet preconditioning is independent of the bubble aspect ratio. That can be rationalized since NCGs are mostly allocated in the bubble rear; given that evaporation will mainly take place on the lower region of the main bubble, since the upper droplet region is isolated by the rear, the vapor is forced to flow around the droplet dragging the NCGs with it. Therefore, independently of the rear size, the conditions of the bubble on the lower hemisphere, e.g. NCG content, will be similar for the same coolant temperature.

On the other hand, different coolant temperatures will generally affect the stability of the bubble that envelops the droplet, even with the presence of NCGs. There is to say, the higher the coolant temperature, the thicker and more stable the vapor film is. Accordingly, when disturbed by an external trigger, pressure oscillations in the vapor-liquid interface would be damped effectively on a thicker film, resulting in a smaller susceptibility for such external disturbances to propagate to the melt. Therefore, the lower subcooling will result on a more limited deformation/prefragmentation of the molten droplet, e.g. preconditioning, as shown in Figure 16 (b).

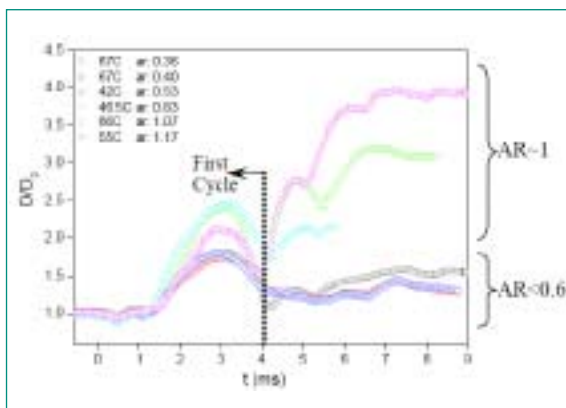


Fig. 15: Dynamics of the air/vapor bubble which enfolds the melt droplet.

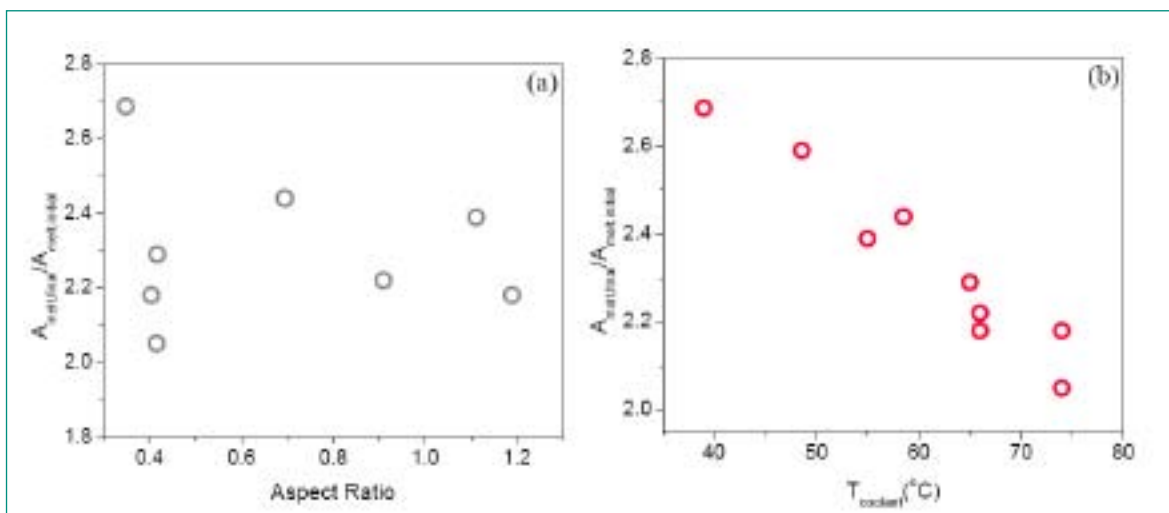


Fig. 16: Molten droplet deformation/prefragmentation represented by its projected area, A_{melt} , in respect to the bubble aspect ratio (a) and coolant temperature (b).

In the absence of NCG, one observed the same preconditioning trend, i.e., the melt deforms/ prefragments itself in a more uniform manner, while in the presence of NCG a more distorted melt droplet [17], is repeatedly observed, pointing to a higher preconditioning and thus enhanced triggability.

In one hand the presence of NCGs enhances preconditioning, on the other hand it hinders the direct liquid-liquid contact when introduced in the interaction zone. This delicate balance will be limited by the NCGs content in the bubble, e.g. aspect ratio. The resulting energetics for the MISTEE-NCG tests which underwent steam explosion yielded approximately 7 to 50 % lower conversion ratios than the MISTEE tests without NCGs, depending on the aspect ratio.

3.3. Concluding Remarks

The non-condensable gases (NCG) entrapped in the vapor film that envelops the melt droplet add another dimension to the already complicated steam explosion phenomenology. Past works suggested that the NCGs influence motion of vapor-liquid interfaces suppressing the vapor film collapse and direct liquid-liquid contact. The NCG are therefore thought to reduce steam explosion triggerability and energetics. The effect thus offers a way to test the contribution of various mechanisms involved.

A number of MISTEE tests were conducted using a molten tin drop in different water temperatures. The MISTEE-NCG test series was selected among the MISTEE runs in which a considerable amount of air was entrapped with the melt drop during its plunging through the water's free surface. The entrapped air forms a rear bubble, which varies in size and interacts with the main bubble (vapor film around the drop). The amount of air confined in the vapor film can be translated into the bubble morphology, e.g. aspect ratio (width/ height). MISTEE-NCG observations indicate, however, that the NCGs tend to accumulate in the rear region of the rising film. Such asymmetry leads to complex pressure dynamics governing the bubbles internal flows and jet formation on the interface. The resulting forces and interactions are sufficient to disturb the droplet surface, facilitating its amenability (preconditionability) for the coolant ingress and fine fragmentation, e.g. triggerability. Conversely, the presence of NCGs in the interaction zone hinders the direct melt-coolant contact lowering the resulting energetics, where the upper limit for an energetic steam explosion is found to be for an aspect ratio less than 0.6.

The MISTEE data on bubble behaviour, including the well-characterized dynamics of NCG rear bubble, can be useful to the analysis of preconditioning and its effect on the subsequent energetics. In particular, advanced methods in computational multi-fluid dynamics (with interface tracking) can be used together with the measures data to determine the evolution of pressure and flow fields in the bubbles, which helps to relate the flow effect on droplet stability, deformation and pre-fragmentation, which are characterized by the X-ray imaging. More achievements and details on FCI (steam explosion) study under the MSWI project are available in [17-20].

International Cooperation

The activity in the MSWI Project at the Royal Institute of Technology is jointly supported by APRI (consortium of the Swedish Nuclear Regulatory Body SKI and Swedish power companies), HSK, NKS (Nordic Nuclear Safety Program) and European Union (SARNET Project).

Assessment 2008 and Perspective for 2009

Significant progress was made and important findings were obtained in the MSWI Project work during year 2008. 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 the study of corium melt pool heat transfer in the BWR lower head; debris bed formation and its coolability; and micro dynamics of a single drop steam explosion. Specifically, low Pr number of corium on its molten pool heat transfer was examined by CFD simulation, which exhibited a locally enhanced downward heat fluxes, resulting in additional thermal load on the vessel wall. More DEFOR-S experiments confirmed the high porosity (60~70 %) of the debris beds obtained, and the porosity is insensitive to melt composition and water subcooling. The effects of coolant subcooling and melt composition on particle morphology were depicted in

qualitative maps. The DEFORSIM code was developed to simulate particle packing and its calculations indicate a significant influence of micro-scale parameters (e.g., inter-particle friction) on large scale dynamics (e.g., debris bed porosity). The DECOSIM code simulations show that natural circulation in the pool induced by the decay heated debris bed presents a potentially important self-organization mechanism that prevents formation of a tall, non-coolable debris bed. The experimental observations of MISTEE experiments with non-condensable gases (NCGs) entrapped indicate that the NCGs tend to accumulate in the rear region of the rising film. Such asymmetry leads to complex pressure dynamics governing the bubbles internal flows and jet formation on the interface. The resulting forces and interactions are sufficient to disturb the droplet surface, facilitating the coolant ingression and fine fragmentation, e.g. triggerability. On the other hand, the presence of NCGs in the interaction zone hinders the direct melt-coolant contact, and lowers the resulting energetics. More achievements and detailed description can be found in the publications [5-22] supported by the MSWI project. Overall, the MSWI research in 2008 has advanced a knowledge base much needed to reduce uncertainty in quantification of corium melt risks in LWRs.

As we enter 2009, the Project continues a high performance in more data generation and methodology development, in order to reduce uncertainty in melt risk quantification in a hypothetical reactor severe accident. Specifically, in INCO topical area we will perform transient analysis of stratified melt pool with special attention on metallic layer (focus effect) and chemistry. In EXCO topical area, we will continue DEFOR tests for debris bed characterization and POMECA-FL tests for friction laws of prototypical debris beds, and the development and validation of DEFOSIM and DCOSIM codes. In SEE topical area, in order to reduce property gap between simulants and corium, new MISTEE experiments will be performed by using oxidic binary mixtures with higher temperature. The study is also intended for mechanistic understanding of the effects of the melt physical properties on steam explosion.

References

[1] *R.R. Nourgaliev and T.N. Dinh*: An investigation of turbulence characteristics in an internally-heated unstably-stratified fluid layer, *Nucl. Eng. Des.*, 178, 235-258, 1997.

[2] *R.R. Nourgaliev and T.N. Dinh and B.R. Sehgal*: Effect of fluid Prandtl number on heat transfer characteristics in internally heated liquid pools with Rayleigh numbers up to 1012, *Nucl. Eng. Des.*, 169, 165-184, 1997.

[3] *R.R. Nourgaliev and T.N. Dinh and B.R. Sehgal*: Simulation an analysis of transient cool-down natural convection experiments. *Nucl. Eng. Des.*, 178, 13-27, 1997.

[4] *J.P. Boris, F.F. Grinstein, E.S. Oran and R.L. Kolbe*: New insights into large eddy simulation. *J. Fluid Dynamics Research*, 10, 199-228, 1992.

[5] *C.T. Tran and T.N. Dinh*: An effective convectivity model for simulation of in-vessel core melt progression in boiling water reactor. *Proc. of CAPP2007, Nice, France, 2007.*

[6] *C.T. Tran and T.N. Dinh*: Simulation of core melt pool formation in a reactor pressure vessel lower head using an effective convectivity model. *Proc. of NURETH-12, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, 2007.*

[7] *C.T. Tran and T.N. Dinh*: Application of the phase-change effective convectivity model to analysis of core melt pool formation and heat transfer in a BWR lower head. *Transactions of ANS 2008 Annual Meeting, Anaheim, California, USA, 2008.*

[8] *C. T. Tran, P. Kudinov, T. N. Dinh*: An approach to numerical simulation and analysis of molten corium coolability in a BWR lower head, *Proc. of XCFD-4NRS, Grenoble, France, 2008.*

[9] *A. Karbojian, W.M. Ma, P. Kudinov, M. Davydov and T.N. Dinh*: A scoping study of debris formation in DEFOR experimental facility, *Proc. of INCOE15, Nagoya, Japan, April, 2007.*

[10] *P. Kudinov, A. Karbojian, W.M. Ma, M. Davydov and T.N. Dinh*: A study of ex-vessel debris formation in a LWR severe accident, *Proc. of ICAPP'07, Nice, France, May 13-18, 2007.*

[11] *P. Kudinov, A. Karbojian, W.M. Ma and T.N. Dinh*: An experimental study on debris formation with corium stimulant materials, *Proc. ICAPP'08, Anaheim, California USA, June 8-12, 2008.*

[12] *P. Kudinov and T.N. Dinh*: An analytical study of mechanisms that govern debris packaging in a LWR severe accident, *Proc. Of NURETH-12, Pittsburgh, USA, Sept.30-Oct.4, 2007.*

[13] *P. Kudinov and T.N. Dinh*: A computational study of debris bed formation, *Proc. of ANS'08, Anaheim, California, USA, June 8-12, 2008.*

[14] *S. Yakush, P. Kudinov and T.N. Dinh*: Modeling of two-phase natural convection flows in a water pool

- with a decay-heated debris bed, Proc. of ICAPP'08, Anaheim, California, USA, June 8–12, 2008.
- [15] *R.C. Hansson, H.S. Park and T.N. Dinh*: Simultaneous High Speed Digital Cinematographic and X-ray Radiographic Imaging of a Multi-Fluid Interaction with Rapid Phase Changes, 6th International Conference on Multiphase Flow, Leipzig, Germany, 2007.
- [16] *R.C. Hansson, T.N. Dinh and H.S. Park*: Dynamics and preconditioning in a single drop vapor explosion, Proc. of NURETH-12, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, Sept. 30–Oct. 04, 2007.
- [17] *R.C. Hansson*: Triggering and energetics of a single drop vapor explosion: The role of entrapped non-condensable gases, Proc. of NUTHOS-7, Seoul, Korea, October 5–9, 2008.
- [18] *T.N. Dinh*: Material property effect in steam explosion energetic: Revisited, Proc. of NURETH12, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, Sept.30–Oct.4, 2007.
- [19] *L.A. Dombrovsky, M.V. Davydov and P. Kudinov*: Thermal radiation modeling in numerical simulation of melt-coolant interaction, Proc. ICHMT-08, May 11–16, N 155, 2008.
- [20] *L.A. Dombrovsky and T.N. Dinh*: The effect of thermal radiation on the solidification dynamics of metal oxide melt droplets, Nucl. Eng. Des., 238 (6), pp.1421-1429, 2008.
- [21] *W.M. Ma, P. Kudinov, A. Karbojian, R.C. Hansson, C.T. Tran, T.N. Dinh et al.*: Proceedings of the 26th Project Review Meeting (MSWI-26) for «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» Project, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, June 2008, 97 p.
- [22] *W.M. Ma, P. Kudinov, A. Karbojian, R.C. Hansson, C.T. Tran, T.N. Dinh et al.*: Proceedings of the 27th Project Review Meeting (MSWI-27) for «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» Project, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, Dec. 2008, 107 p.
- [23] *B.W. Spencer and K. Wang, C.A. Blomquist, L.M. McUmbler and J.P. Schneider*: Fragmentation and quench behaviour of corium melt streams in water, NUREG/CR-6133, ANL-93/32, Argonne National Laboratory, 1994.

Code Assessment Program for MELCOR1.8.6

Author and Co-Author(s)	Tim Haste and Jon Birchley
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	056 310 27 64, tim.haste@psi.ch, http://www.psi.ch/
Duration of project	March 21, 2006 to February 21, 2009 (3 years)

ABSTRACT

The MELCOR code developed at Sandia National Laboratories for the USNRC is established in Switzerland as the preferred code for analysis of severe accident transients in light water reactors, from initiating event through to potential release of fission products to the environment. One area of international concern is that of air ingress, either into the reactor core or to spent fuel in a storage pool or transport cask. This can lead to accelerated fuel degradation and enhanced release of fission products, especially the highly radiotoxic ruthenium. Assessment has shown that existing oxidation models do not fully represent all the relevant physical processes, and cannot be guaranteed always to be conservative. So, an improved stand-alone model for Zircaloy-4 oxidation in air has been formulated at PSI, on the basis of FZ Karlsruhe separate-effects experiments, and is reaching the end of its developmental assessment phase. This model captures the essential features of initial parabolic (protective) kinetics, the transition to linear (breakaway) kinetics as the protective effect of the initially formed oxide is progressively lost, and the linear kinetics themselves. The next steps are assessment of the model against independent separate-effects and integral data, and implementation into MELCOR. Extension of the model to advanced cladding materials such as Zirlo™ and M5® cladding could form part of a follow-on contract, as could widening the range to encompass conditions in postulated spent fuel pond accidents, with lower temperatures and possibly flow rates. Such extension would aid use of the code in PSA level 2 applications to this kind of event.

Das MELCOR-Programm, entwickelt von den Sandia National Laboratorys für die USNRC, ist in der Schweiz als das bevorzugte Programm für die Analyse von schweren Unfällen vom einleitenden Ereignis

bis zur Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung anerkannt. Ein Gebiet von internationalem Interesse ist das Thema des Luftenbruchs entweder in den Reaktorkern während der Spätphase eines schweren Unfalles im Normalbetrieb, in den Reaktordruckbehälter während der Wartungsphase bei geöffnetem Druckbehälterdeckel, bei den abgebrannten Brennelementen im Speicherbecken oder im Transportbehälter. Dieser Luftenbruch kann zu einer beschleunigten Kernzerstörung und einer erhöhten Freisetzung von Spaltprodukten führen, 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 FZ Karlsruhe. Dieses Modell befindet sich in der abschliessenden Verifizierungsphase. Das Modell beinhaltet die wichtigen Gesichtspunkte der anfänglich parabolischen Reaktionskinetik (Schutz durch Oxidschicht), den Übergang zur linearen Kinetik (Bruch der Oxidschicht) bis hin zur linearen Kinetik nach dem Verlust der schützenden Oxidschicht. Die nächsten Schritte sind die Verifizierung des Modells mit Daten aus Separat Effekt Tests und integralen Experimenten sowie der Einbau in das Programm MELCOR. Erweiterung des Modells zur Berücksichtigung von neu entwickelten Hüllrohr-Materialien wie Zirlo™ und M5® könnten in einen späteren Kontrakt einfließen. Auch die Erweiterung des Modells auf die Bedingungen eines Unfalls im Speicherbecken mit niedrigeren Temperaturen und niedrigeren Flussraten kann später vorgenommen werden. Diese Erweiterungen würden das Programm MELCOR für PSA Level 2 Studien für diese Art der Unfälle ertüchtigen.

Project Goals

The safety impacts of air ingress on nuclear fuel elements at high temperature have been studied for many years, in situations such as those in-vessel following hot-leg failure in a PWR severe accident with subsequent failure of the reactor pressure vessel (RPV) lower head [1], in-vessel in shutdown conditions with the lower head removed [1] and with loss of residual heat removal, and in spent fuel ponds after accidental loss of coolant water [2], [3], [4]. 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 elevated temperatures can lead to increased release of some fission products, notably the highly-radiotoxic ruthenium [5], [6]. The situation is kept under continual review, with experimental and modelling studies performed, notably within the European Union 6th Framework SARNET project [7], [8] in which PSI participated until its end in September 2008, and the ongoing International Source Term Programme (ISTP) [9], [10], in which PSI also 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 [11] is still the main production code, while version 1.8.6 [12] is under assessment and development at PSI. MELCOR is supported by SCDAP-based codes (SCDAP/RELAP5/MOD3.2 [13] and SCDAPSIM/MOD3.4 [14]), for more detailed analysis of thermal hydraulics in the vessel and primary circuit, and treatment of core degradation phenomena. The modelling of air ingress in MELCOR is not sufficient to capture all aspects of the associated phenomena; in particular the accelerated oxidation of the Zircaloy cladding that can occur under air conditions. Therefore, the current three-year project aims finally to develop and validate an improved Zircaloy/air oxidation model for the code. In the first year, relevant data were collected and reviewed, while in the second year the review was updated, the status of modelling in other codes was assessed, and an outline of the proposed model has been formulated. In the third year, detailed model development and testing has taken place, coupled with continual review of experimental data and model-

ling/code assessment activities elsewhere. The end result will lead to improved predictability of core degradation and fission product release under air ingress conditions, for Zircaloy-clad fuel in light water reactors.

Work Carried Out and Results Obtained

This section is divided into two parts; the first reviews the state of knowledge concerning boundary conditions, experimental results, and air oxidation models in other codes, concentrating on new material in the year since the previous progress report [15]. The second describes development of a new model by PSI that is consistent with the requirements of MELCOR, including model description, development, results of preliminary assessment, and current status. An indication is given of further work that could be carried out including assessment against independent separate-effects data and integral data, and a possible generalisation of the model to advanced cladding materials such as ZirloTM and M5TM, that commonly feature in current new build.

Review of state of knowledge

This section describes advances in the state of knowledge since the previous progress report.

Boundary Conditions

The boundary conditions for the experimental and modelling work, derived from new plant studies and review of earlier work, were summarised in a paper to the ERM-SAR2007 meeting, which has since been published in the open literature [16]; this represents the final status of this topic. Within the SARNET project, which finished in September 2008, there has been considerable progress both experimentally and theoretically in understanding the release from the fuel and transport in the circuit of ruthenium under conditions relevant to air ingress accidents, as summarised in a paper to ERMSAR2008 [17]. It has been demonstrated that conditions favourable to ruthenium release in-core can be experienced in air ingress events, that the ruthenium can be transported in the circuit to the containment, and that volatile ruthenium species can persist in the containment for long enough to be released to the environment in the event of containment failure. Models have been improved or newly developed for these processes, centred on the ASTEC code [18], and this work is expected to come to final fruition in a follow-up project SARNET2,

for which a start is envisaged early in 2009, for a proposed 4 years.

Experimental Activities

The last formal review of activities in the experimental area, as presented in ERMSAR2007 [19], was summarised in last year's progress report. Since then, there has been a period of consolidation, with work at the various institutes concerned being summarised and published. The new developments are listed below; a new experimental focus has been on the oxidation of advanced cladding alloys such as Duplex-D4 (Areva), Zirlo™ (Westinghouse) and M5® (Areva), as well as on the Russian Zr1%Nb binary alloy E110, in comparison with Zircaloy-4. It is noteworthy that investigation of the advanced cladding materials under reflooding conditions in an integral geometry has started in the QUENCH programme [20], with one test, QUENCH-14 [21], already performed using Zirlo™, two more are planned using M5® and Duplex material respectively. PSI is assisting with calculational support [22].

Forschungszentrum Karlsruhe tests, Germany

FZK have investigated in detail the oxidation behaviour of the advanced cladding alloys mentioned above, in steam, oxygen and air, in comparison with the extensive database publically available for Zircaloy-4. The most recent results in steam were presented at the last QUENCH Workshop [23], following publication of the results of the tests in oxygen [24], while an overall picture was given at the TOPSAFE2008 meeting [25]. The oxidation of Zr alloys with only slightly different composition (see Table 1) is quite complex with strong differences up to 1000 °C, with less but sometimes significant differences at higher temperatures. A summary of results is presented in Figure 1.

The kinetics are mainly determined by the oxide scale (breakaway, crystallographic phase, degree of substoichiometry etc.). The review paper concentrates on behaviour in steam, while noting previous conclusions concerning air; the strong importance of the breakaway effect, the significant effect of nitrogen on clad oxidation and degradation under severe accident conditions

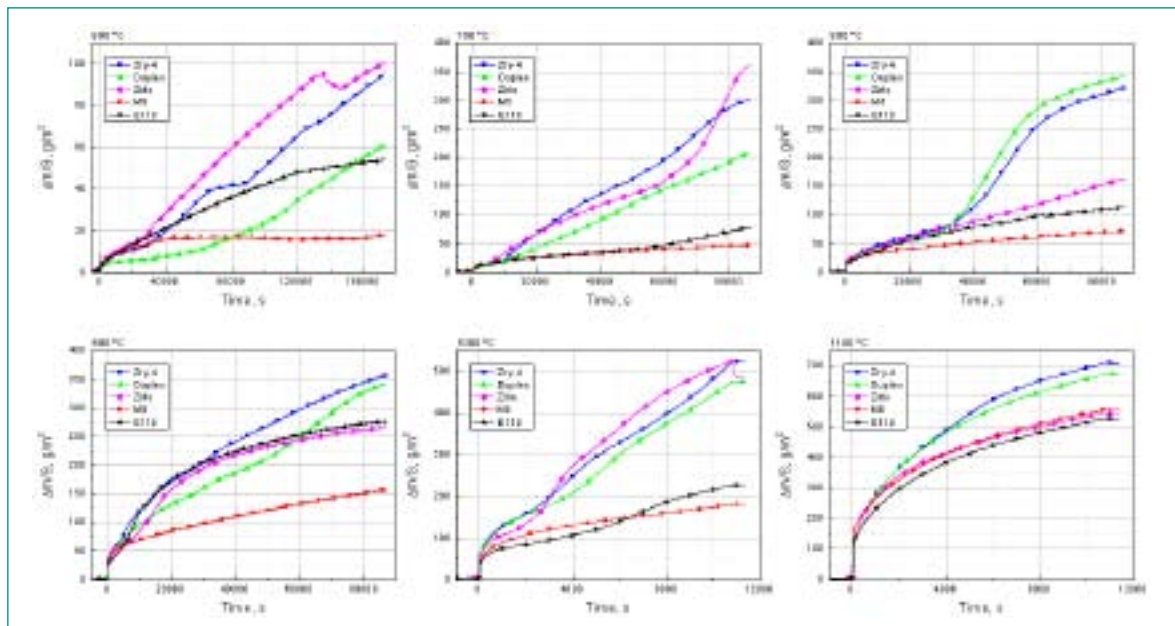


Fig. 1: FZK experimental data on comparative oxidation of Zr-alloys in steam [23].

Alloy	Sn	Nb	Fe	Cr	O
E110	<0.04	1.00	<0.01	<0.003	0.05
D4	0.59	0.0001	0.5	0.20	0.14
M5	<0.03	1.00	0.34	0.04	0.14
Zry-4	1.50	0.0001	0.21	0.10	0.14

Table 1: Chemical composition of Zr-based cladding alloys, (Zr-balance) [25].

(though oxide formation is thermodynamically favoured), stated to be due to the role of nitride phases that are formed under oxygen starvation conditions. The linear time dependence is associated with the formation of a very porous oxide scale mixed with zirconium nitride formed at positions where (local) oxygen starvation occurs and sub-stoichiometric oxides are formed.

IRSN MOZART tests, Cadarache, France

The current campaign of separate-effects tests in MOZART is essentially complete, with the final activity being an account of the comparative behaviour of Zircaloy-4 and M5[®] oxidation in air [26]. Oxidation in air for the two alloys was studied thermogravimetrically in the temperature range 600 – 1200 °C for as-received material and with material pre-oxidised at 500 °C to simulate in-reactor corrosion. The importance of the breakaway effect is highlighted, and the scale thickness at breakaway has been determined in isothermal conditions as a function of temperature. Acceleration of oxidation after breakaway is seen particularly at 800 °C and above. The role of nitride formation is also emphasised, along with the formation of highly-cracked, porous non-protective oxide. Nitriding can even be favoured by pre-oxidation. The data were obtained in high air flow conditions; the authors note that in oxygen-starved conditions, such as may occur in some accident situations, degradation may be even faster because of earlier initiation of nitriding. Therefore, new experiments involving nitrogen-rich atmospheres and air and steam atmospheres are recommended, with tests under temperature transient conditions also.

PARAMETER tests, Luch, Russia

The PARAMETER facility [27] operated under the auspices of the International Science and Technology Centre (ISTC) incorporates a 19-rod electrically-heated bundle of VVER-1000 dimensions, materials (cladding E110, Zr1%Nb) and geometry. The overall capability is similar to that of QUENCH [20], but with top as well as bottom flooding, while the rods have a heated length of 1.275 m compared with 1 m in QUENCH. Three tests have been carried out with one more planned; the fourth, SF4, scheduled for 2009, is planned as an air ingress experiment similar to QUENCH-10 [28], with pre-oxidation in steam at 1200-1300 °C to an extent to be decided, followed by cooling to 900 °C, then an air ingress phase with maximum temperatures envisaged of 1800 °C, with bottom reflooding (previously envisaged top reflooding). The detailed test conditions are being

determined by a cooperative series of pre-test calculations, which PSI leads (firstly under the auspices of SARNET, this is expected to continue formally in SARNET2). This experiment will enable models for air oxidation for the E110 cladding to be assessed under integral conditions.

Model development and assessment in other codes

The status of model development was recently summarised in a paper to ERMSAR2008 [29]. The codes differ in the level of detail, corresponding with their overall philosophy. All the codes consider breakaway effects.

ATHLET-CD

As summarised in [29], the ATHLET-CD code [30] includes a selection of eight empirical correlations to simulate parabolic kinetics; at a user-defined oxide thickness (default 0.25 mm) a transfer to linear kinetics is made, by disregarding any further increase in oxide mass in the rate equation. In a steam-air mixture, reaction of Zircaloy with oxygen is preferred. Steam starvation is treated by a correlational approach. The model was assessed against QUENCH-10 and CODEX-AIT data as summarised in [15]. The treatment has since been enhanced [31] at Ruhr-University Bochum by inclusion of a nitriding model based on FZK separate-effects data [32], considering both parabolic and linear regimes. There has been some success in reproducing the observed trends, while the need for improvements is recognised, with further analysis of the processes occurring in the oxide layer. This development continues, with assessment against QUENCH-10 [28] and the AEKI experiment CODEX-AIT1 [33] foreseen; testing against QUENCH-10 is reported in [29].

ICARE/CATHARE

This code [34] is the most detailed of those considered here, and the treatment of air oxidation (first described in [35], since updated) reflects this, at least as concerns the modelling of breakaway. A selection of parabolic correlations is available, as for the other two codes considered here. Oxygen starvation, formation of nitride in the case of total oxygen starvation, and simulation of breakaway effects are considered. The breakaway modelling notes that conclusion from MOZART that the transition occurs for a critical value of weight gain that is strongly temperature dependent; it is supported by the assumption that it is linked to the transformation from monoclinic to tetragonal zirconia. A hyperbolic correla-

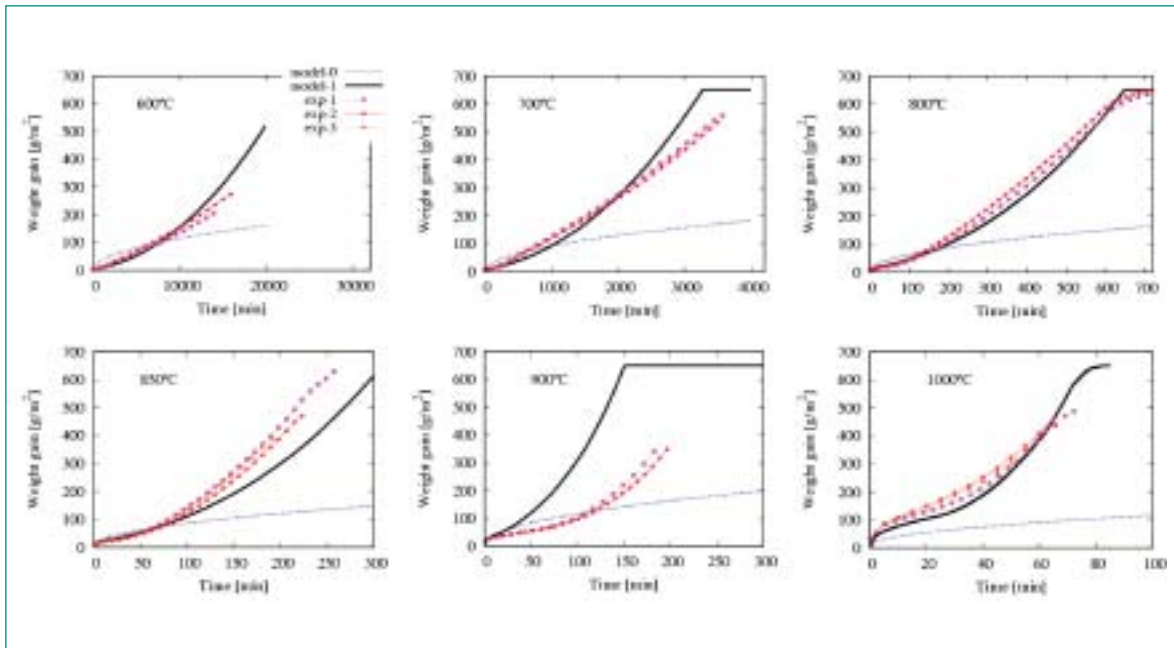


Fig. 2: Comparison of ICARE/CATHARE calculations with MOZART data [29] (model-0 refers to original model with only parabolic kinetics, model-1 refers to the improved model that takes into account breakaway, exp-1,-2-3, refer to experimental data).

tion is used for the transition model, fitted to MOZART data. After the transition, a linear kinetics correlation is applied. The model shows good agreement with MOZART data, see Figure 2, at 600-700, 800-850, and 1000 °C, while under-estimating the time to reach complete oxidation at 900 °C, due to the transition being calculated too early compared with the data; after that the oxidation rates were comparable.

MAAP4

The treatment in MAAP4 [36] follows the code's philosophy of fast-running, simplified modelling in keeping with PSA level 2 studies. Eight parabolic correlations are used, as in ATHLET-CD, with the breakaway being modelled by a parameterised temperature criterion, defined on the phase transformation of zirconia at 1447 K, or by a criterion based on weight gain, specified by IRSN on the basis of MOZART experiments. Linear or parabolic behaviour may be selected for the post-transition behaviour. If both steam and oxygen are present, the oxidation uses the majority component and nitriding is not considered for now (planned later). Testing against QUENCH-10 data is reported in [29] and also at the 2008 QUENCH Workshop [37]. The maximum clad temperatures were undercalculated in the air phase. It was concluded that more needed to be done concerning modelling of the breakaway.

Model development for MELCOR1.8.6

This section describes the work performed on model development and testing during the past year.

Model development and testing strategy

Data are available in summary form in the documents referenced in last year's report [15], or provided by IRSN (MOZART), and in detail by FZK (thermal-balance and BOX rigs). The FZK detailed thermal-balance data [32] are particularly suitable for model development since they comprise temporally resolved evolutions of the mass gain of the samples under a large number of test conditions temperature, oxidising gas flow and composition, in addition to details of the rig operation. The strategy adopted was as follows:

1. construct and code a model along the lines described above, using the detailed thermal-balance data from FZK to determine suitable values for the parameters in the model;
2. perform developmental testing and update the model parameter values as necessary to obtain optimally consistent agreement with the test data;
3. perform verification studies using independent set of experimental data;
4. implement the model in MELCOR, with the assistance of the code's development team at Sandia National laboratories.

Outline description of air oxidation model

The essential features of the model are as described in the previous progress report [15]. Classically, parabolic kinetics represent the protective effect of a growing oxide layer.

The air oxidation model is derived by first rewriting the parabolic kinetic rate as:

$$d(M)/dt = K\delta \quad (1)$$

where M is the mass gain by oxidation and it is assumed that the oxide thickness, δ , is bounded by a maximum, δ^* whose value depends primarily on the temperature and the oxidising medium, but also perhaps on the cladding alloy composition and the past oxidation history of the cladding. The model is formulated in such a way to accommodate these dependencies, according to need. The data also show a pre-transition mode which appears to operate at oxide scales below some critical value. It is conjectured that the oxide scale loses its coherence when this critical value, δ^{cr} say, is reached and becomes progressively degraded until only a thin residual layer of coherent oxide remains, whose thickness is identified as δ^* . An effective value, $\delta^{*,eff}$ say, is applied to represent the progressive degradation of the oxide scale. A strong mechanism for breakaway oxidation in air is the local conversion from oxide to nitride, which is much denser and therefore leaves gaps on the oxide-nitride scale.

Experimental data from numerous sources show that although transition to breakaway oxidation occurs in air at all temperatures, it can also occur in steam in the temperature regime below the monoclinic-tetragonal phase transition, i.e. up to about 1000 °C for Zircaloy-4. Although the physical mechanisms for breakaway may be different, the end effect is qualitatively similar. Separate values of δ^{cr} and δ^* are defined for steam and air. In fact, while data show clearly that the oxidation rates in steam and oxygen are not greatly different; the presence of nitrogen has the major influence in promoting breakaway oxidation. The values of δ^{cr} and δ^* are applied in the absence or presence of nitrogen. Typically, large values of δ^{cr} and δ^* are adopted for steam at temperatures of 1100 °C and above.

A further complication is that pre-oxidation of the cladding in steam can modify the transition to breakaway oxidation when the cladding is exposed to air (or strictly, a nitrogen-bearing mixture). At temperatures above the monoclinic-tetragonal phase transition, pre-oxidation in steam delays or may even prevent transition to breakaway, effectively maintaining a robust scale of protective oxide. At lower temperatures pre-oxidation in steam can delay the breakaway under some conditions, but

appears to provide little or no protection against breakaway in other conditions. The reasons for these contrasting trends are not yet fully understood.

Development of the new air oxidation model

The model described above was coded and tested against data from the FZK thermal-balance tests. The tests were conducted under isothermal conditions at 800, 1000, 1200 and 1400 °C and with a variety of gas compositions: air+argon, oxygen+argon, nitrogen+argon, oxygen+argon followed by air+argon. It was necessary to incorporate control logic into the model to accommodate the different compositions and also the change from one composition to another.

The starting point for the air oxidation model is the Hofmann-Uetsuka correlation for oxidation in oxygen, based on the MONA tests at FZK [38]. In fact the oxygen correlation differs only slightly from the Leistikow [39] and Cathcart-Pawel [40] correlations for steam oxidation. The correlation was introduced and compared with the test data at 1000 °C, as shown in Figure 3. Since the correlation was based on those same data the agreement merely confirms that the correlation had been derived and implemented correctly. As might be expected, comparison with the result from a test in air at 1200 °C, Figure 4, shows an underestimate of the total oxidation. However, the discrepancy is much reduced when the air oxidation occurs after a period of pre-oxidation in steam. The Hofmann-Uetsuka parabolic correlation [38] was therefore chosen as the pre-transition from of the air oxidation model. Since oxidation during reactor air-ingress or spent fuel pond accidents are likely to involve exposure to steam alone and steam-air mixtures, standard correlations for steam oxidation (Leistikow [39], Cathcart-Pawel [40] and Urbanic-Heidrick [41]) are included also.

There are three important and specific components of the air oxidation model. (1) Logic is included which dictates that oxidation in oxygen, if present, always takes precedence over steam. (2) Trial values for δ^{cr} and δ^* were specified as functions of temperature for both nitrogen present or absent – these values were refined in the course of the testing. (3) A «breakaway flag» (ibr) was defined to indicate the presence or absence of nitrogen and if the transition to breakaway had occurred. For convenience, we refer to the model as «Hofmann-Birchley» to indicate the original basis for the correlation and the present modifications to take account of breakaway transition. These modifications are applied analogously to both air and steam as oxidising medium.

Results of assessment against isothermal test data

Figure 5 compares calculated results with data from four tests performed at 800 °C in the thermal-balance rig, comprising oxygen alone, air alone and different periods of pre-oxidation in oxygen followed by air. The accelerated oxidation rate due to transition to breakaway is apparent in each case involving air, and with clear establishment of linear kinetics after a delay which depends strongly on the time period of pre-oxidation. There is a slight acceleration of the kinetics in oxygen. The trends and magnitudes are very well captured by the model.

The agreement between model and experiment is not as good at the higher temperatures. Indeed, close inspection

of the data reveals a significant scattering and a much less clear trend. The higher temperature oxidation is subject to a number of factors which may enhance or reduce the observed oxidation rate and which effectively introduce «noise» into the results. For example, the oxidation heat is known to increase the temperature locally, above the nominal temperature of the tests. Oxygen starvation can limit the oxidation rate but, in the presence of nitrogen, can also promote nitride formation and hence breakaway. Figure 6 shows comparison between data for air oxidation at 1400 °C and several alternative models. Although the model under present development gives the best agreement for this case, the good agreement does not extend to all of the higher temperature tests.

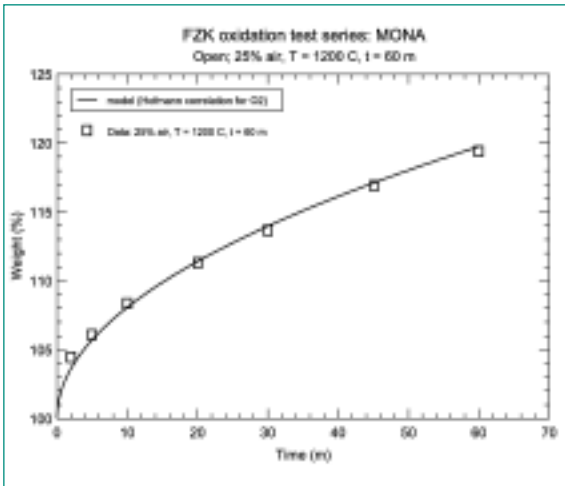


Fig. 3: Comparison of PSI model with FZK data test in 25% O₂/75% Ar mixture at 1000 °C.

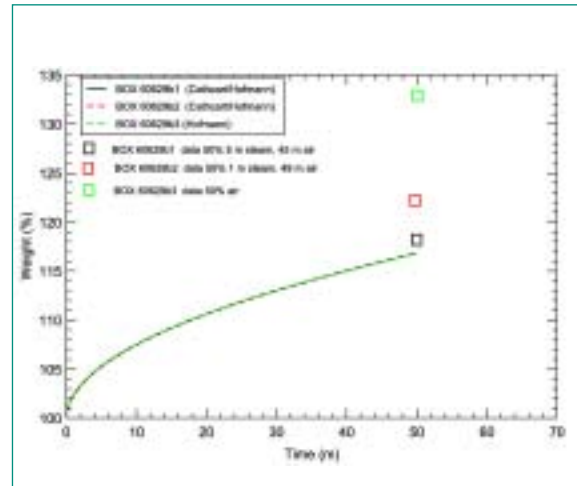


Fig. 4: Comparison of PSI model with FZK BOX test in air and steam then air at 1200 °C.

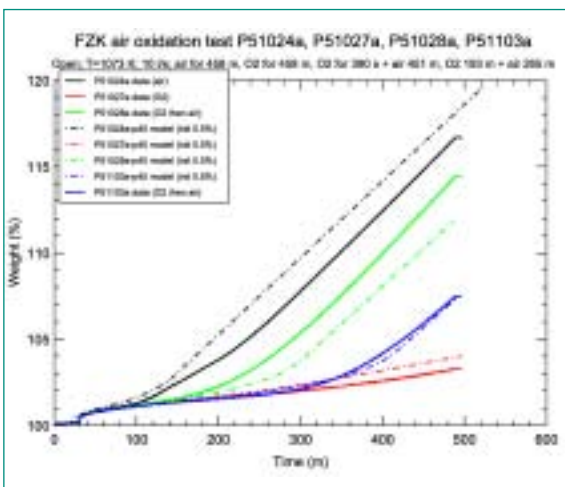


Fig. 5: Comparison of PSI model with FZK thermal balance tests in O₂ and air (T = 800 °C).

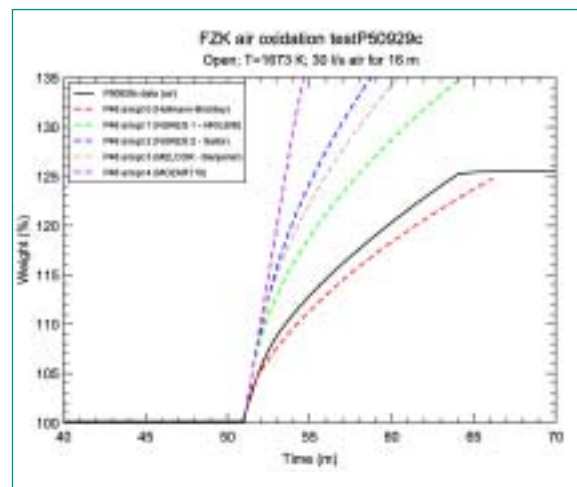


Fig. 6: Comparison of PSI model with FZK thermal balance tests in O₂ and air (T = 800 °C).

First results of assessment against transient data

The bulk of developmental assessment has been performed using isothermal test data. Oxide formed at temperatures below 1000 °C has a different microstructure from oxide formed above 1000 °C, and might not provide the same protective effect. Transient thermal conditions may therefore be expected to modify the transition to breakaway, although it is not known to what extent or even in which direction. For the present, the (time-varying) values of δ^{cr} and δ^* derived from analyses of isothermal tests are applied. A first scoping calculation has been performed for the conditions of experiment QUENCH-10, with the local temperature history provided as boundary condition. Figure 7 shows the calculated build-up of oxide at the hottest location (950 mm elevation in the bundle), with and without including breakaway compared with the final experimental value obtained from post-test examinations. A qualitative comparison of the oxidation history can be deduced from the shape of the overall bundle oxidation. It should be remembered, however, that the overall bundle oxidation is not in exact proportion to the local oxidation but is only an indication.

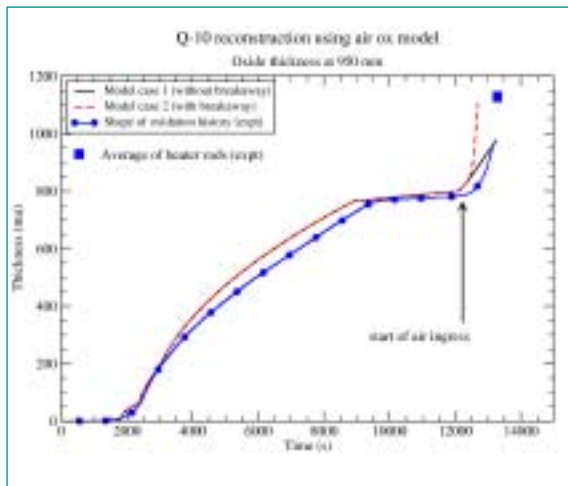


Fig. 7: Reconstruction of QUENCH-10 oxide layer growth at 950 mm bundle elevation.

Current status

The developmental testing is near completion. The next step will be to increase confidence in the model by assessment against independent data from other sources, chiefly IRSN MOZART tests. Implementation into MELCOR is planned; this will depend on detailed cooperation with the USNRC and Sandia National Labs. The implementa-

tion would be into the latest development version, (the current official release is version 2.1, as version 1.8.6 has been frozen since the present contract started). The model then could be tested against QUENCH-10 for a full assessment of the model in an integral setting, which would give confidence in applying it to reactor transients.

Potential model extensions

The separate-effects tests performed at FZK and IRSN 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 are 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 will extend the integral test database. There is also potential application to spent fuel pond accidents, where the air ingress is typically at lower temperatures than the in-vessel case, and where flow conditions will be different (lower flows can lead to more nitriding and earlier breakaway). In addition, more difference amongst cladding types is seen at lower temperatures, as evidenced by the FZK and IRSN data referenced above, and also by the Argonne experiments [42], 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.

National Cooperation

This project does not involve cooperation with other Swiss projects.

International Cooperation

Cooperation with organisations within European countries and Canada generally is performed under the auspices of the SARNET [8], this Network of Excellence under the EU 6th Framework programme finished at the end of September 2008 after 4½ years of operation. A proposal for a 7th Framework follow-on project, SARNET2, has been accepted by the EU and is expected to start early in 2009 for another 4 years. The provisions of SARNET allowed 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 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 is obtained under the Cooperative Severe Accidents Research Programme Agreement (CSARP) between HSK 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.

Assessment 2008 and Perspectives for 2009

The project has continued to make good progress, keeping up-to-date with relevant experimental work and modelling developments elsewhere, and taking advantage of the cooperative opportunities offered within SARNET, ISTC, CSARP and elsewhere. A leading position has been secured in defining the conditions for the ISTC PARAMETER SF4 air ingress test with reflooding, aimed at providing additional integral data to help assess air oxidation models; this has involved considerable effort in building up an analysis capability including checking the facility model against the results of earlier experiments in the series. However, interpretation of the results of the separate-effects experiments on which the new PSI model is based, especially concerning the breakaway (including the gradual transition from parabolic to linear kinetics as the protective effect of pre-oxidation is gradually lost, a unique feature of the PSI treatment), has been more difficult than expected. While the qualitative mechanism seems fairly clear, translating this into a reliable quantitative form is harder, particularly as stochastic effects seem to play a part. So, the model has not been fully assessed and therefore not considered ready for implementation yet into a system-level code. This could be done in a follow-on study.

Concerning implementation into MELCOR, USNRC have indicated [43] that MELCOR1.8.6 is frozen, while version 2.1 is the current release; indeed the current development version is stated to be MELCOR3. Implementation of a new PSI model would require active cooperation

with the USNRC and Sandia National Laboratories to decide on division of the work, access to such source code as may be appropriate, interfacing with other code modules, testing, documentation, quality assurance and other matters. Thus some negotiation will be needed for implementation to proceed.

Publications

PSI participated in papers to the SARNET ERMSAR-2008 meeting concerning modelling of air oxidation of Zircaloy [29], and also in a more general paper on ruthenium release and transport [16] that drew on the clad oxidation work. A detailed contribution was also made to the SARNET final report on corium matters (November 2008), which is not yet publically available.

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 Sûreté Nucléaire
ISS	Innovative Software Services
ISTC	International Science and Technology Centre
ISTP	International Source Term Programme
PSI	Paul Scherrer Institute
PWR	Pressurised Water Reactor
SARNET	Severe Accident Research Network
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (PWR of Russian type)

Acknowledgements

The authors gratefully acknowledge M. Steinbrück of Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), Germany; Ch. Duriez and O. Coindreau of the Institut de Radioprotec-

tion et de Sûreté Nucléaire (IRSN) Cadarache, France, for providing valuable information on the status of their experimental programmes on air ingress and modelling work, 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] A. S. Benjamin, D. J. McCloskey, D. A. Powers and S. A. Dupree, Spent Fuel Heatup Following Loss of Water during Storage, USNRC NUREG/CR-0649, SAND77-1371, Sandia National Laboratories, March 1979.
- [3] A. S. Benjamin, D. J. McCloskey, Spent Fuel Heatup following Loss of Water during Storage, Nuclear Technology, Volume 49, pp. 274-294, July 1980.
- [4] 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.
- [5] G. W. Parker, C. J. Barton, G. E. Creek, W. J. Martin and R. A. Lorenz, Out of Pile Studies of Fission-Product Release from Overheated Reactor Fuels at ORNL, 1955-1965, ORNL-3981, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, July 1967.
- [6] F. C. Iglesias, C. E. L. Hunt, F. Garisto and D. S. Cox, Measured Release Kinetics of Ruthenium from Uranium Oxides in Air, Proc. of Int. Seminar on Fission Product Transport Processes during Reactor Accidents, Editor J. T. Rogers, Hemisphere Publishing Corp, Washington DC, 1990.
- [7] J.-C. Micaelli et al., SARNET – A European Cooperative Effort on LWR Severe Accident Research, Revue Générale Nucléaire 2006, no. 1, January–February 2006.
- [8] 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.
- [9] B. Clément, Towards Reducing the Uncertainties on Source Term Evaluations: an IRSN/CEA/EDF R&D Programme, Proc. EUROSAFE Forum, Berlin, 4–5 November 2002.
- [10] 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.
- [11] 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.
- [12] 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.
- [13] 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.
- [14] Innovative Systems Software, RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4 Code Manual, Idaho Falls, USA, 2003.
- [15] T. J. Haste and J. Birchley, Code Assessment Programme for MELCOR1.8.6, Contribution to HSK 2007 Annual Research and Experience Report – Erfahrung- und Forschungsbericht, HSK-AN-6502, ISSN 1661-2884, April 2008.
- [16] A. Auvinen, G. Brilliant, 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.
- [17] P. Giordano, A. Auvinen, G. Brilliant, J. Colombani, N. Davidovich, R. Dickson, T. Haste, T. Kärkelä, J.S. Lamy, C. Mun, D. Ohai, Y. Pontillon, M. Steinbrück, and N. Vér, Ruthenium Behaviour under Air Ingress Conditions: Main Achievements in the SARNET Project, The 3rd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2008), Nessebar, Bulgaria, 23–25 September 2008.
- [18] J.-P. van Dorsselaere, Applications of the ASTEC Code in the SARNET Network, paper ICONE16-48354, Proc. 16th Int. Conf. on Nucl. Engineering (ICONE16), Orlando, Florida, USA, 11–15 May 2008.
- [19] Ch. Duriez, M. Steinbrück, D. Ohai, T. Meleg, J. Birchley and T. Haste, Separate-Effect Tests on Zirconium Cladding Degradation in Air Ingress Situations, The 2nd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2007), Forschungszentrum Karlsruhe GmbH (FZK), Germany, 12–14 June 2007.
- [20] L. Sepold et al., Severe Fuel Damage Experiments Performed in the QUENCH Facility with 21-Rod

- Bundles of LWR-Type, Nucl. Eng. and Design, Volume 237, pp. 2157-2164, 2007.
- [21] *J. Stuckert*, Test QUENCH-14 with M5 Cladding Tubes: First Results and Comparison with QUENCH-06 and QUENCH-12, 14th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 4–6 November, 2008.
- [22] *J. Birchley, T. Haste and B. Jäckel*, PSI Analytical Support for QUENCH-14, 14th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 4–6 November, 2008.
- [23] *M. Steinbrück, N. Vér and M. Große*, Comparison of Oxidation Kinetics of Advanced Cladding Alloys in Steam at Temperatures 600–1200 °C, 14th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 4–6 November, 2008.
- [24] *M. Steinbrück*, Oxidation of Zirconium Alloys in Oxygen at High Temperatures up to 1600 °C, Oxidation of Metals, Volume 70, pp. 317-329, 2008.
- [25] *M. Große, L. Sepold, M. Steinbrück 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.
- [26] *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.
- [27] *International Science and Technology Centre*, Fuel Assemblies under Severe Accidents #3690, <http://tech-db.istc.ru/ISTC/sc.nsf/html/projects.htm?open&id=3690>, accessed December 2007.
- [28] *G. Schanz et al.*, Results of the QUENCH-10 Experiment on Air Ingress, Forschungszentrum Karlsruhe Report FZKA 7087, May 2006.
- [29] *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.
- [30] *K. Trambauer et al.*, Weiterentwicklung des Rechenprogrammsystems ATHLET/ATHLET-CD, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3215, 2004.
- [31] *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.
- [32] *M. Steinbrück, U. Stegmaier and T. Ziegler*, Prototypical Experiments on Air Oxidation of Zircaloy-4 at High Temperature, Forschungszentrum Karlsruhe Report FZKA 7257, January 2007.
- [33] *Z. Hózer, P. Windberg, I. Nagy, L. Maróti, L. Matus, M. Horváth, A. Pintér, A. Czitrovsky and P. Jani*, CODEX-AIT-1 Experiment: Core Degradation Test under Air Ingress, AEKI Budapest, KFKI-2002-02/G, 2002.
- [34] *P. Chatelard, F. Fichot, M. Barrachin, V. Guillard, S. Mélis and M. Zabiego*, ICARE/CATHARE: A Computer Code for Analysis of Severe Accidents in LWRs – General Presentation of the ICARE2V3mod1 Vessel Element, IRSN Note Technique SEMAR 00/28, June 2000.
- [35] *O. Coindreau and S. Ederli*, Air Oxidation Modelling in ICARE/CATHARE: A First Improvement, IRSN report SEMCA-2007-115, 2007.
- [36] *S. Bachere and F. Duplat*, MAAP Code Description and Validation, EdF Report EN-TEAG030096A, 2005.
- [37] *E. Beuzet*, Simulation of QUENCH 10 Test with MAAP4, 14th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 4–6 November, 2008.
- [38] *H. Uetsuka and P. Hofmann*, Reaction Kinetics of Zircaloy-4 in a 25% O₂ / 75% Ar Gas Mixture under Isothermal Conditions, Forschungszentrum Karlsruhe Report KfK 3917, May 1985.
- [39] *S. Leistikow, G. Schanz, H. v. Berg and A. E. Aly*, Comprehensive Presentation of Extended Zircaloy-4 Steam Oxidation Results 600-1600 °C, OECD/NEA-CSNI/IAEA Meeting, Risø, Denmark, May 1983, IAEA Summary Report IWGFPT/16, 1983.
- [40] *R.E. Pawel, J.V. Cathcart and R.A. McKee*, The Kinetics of Oxidation of Zircaloy-4 in Steam at High Temperatures, J. of Electrochemical Society, Volume 126, pp. 1105-1111, 1979.
- [41] *V. H. Urbanic and T. R. Heidrick*, High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam, J. Nuclear Materials, Volume 75, pp. 251-261, 1978.
- [42] *K. Natesan and W. K. Soppet*, Air Oxidation Kinetics for Zr-based Alloys, USNRC NUREG/CR-5846, ANL-03/32, June 2004.
- [43] *L. Humphries*, MELCOR Status, Assessment and QA, Cooperative Severe Accident Research Programme (CSARP) meeting, Bethesda, Maryland, USA, September 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 «Zusammenarbeit in der Dosismetrie» hatte 2007 und 2008 die folgenden Schwerpunkte:

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.

Mit Feldexperimenten an den zentralen Fortluftanlagen PSI-Ost und PSI-West konnte in dem Vorhaben «Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen» für die Überprüfung von Raum- und Abluftanlagen nachgewiesen werden, dass für kugelförmige Partikel mit 1 µm Durchmesser Leistungsverluste von maximal 40 % auftreten. Partikel von 8 µm Durchmesser werden dagegen in Sonde und Leitung beider Bilanzierungsstationen praktisch vollständig abgeschieden. Die gemessenen Penetrationen wurden mit Modellrechnungen verglichen und erbrachten für die Anlage PSI-West eine gute Übereinstimmung. Monte-Carlo-Rechnungen des IRA für die maschinelle Freimesstechnik auf Grundlage der HSK-R-13 mit

anschliessender Validierung der Rechenergebnisse durch reale Kalibrierungen des PSI erbrachten wesentliche Aussagen über die Qualität der im Auswertalgorithmus der Freimessanlage implementierten Korrekturfaktoren.

Die im Dreiländereck um Basel durchgeführte internationale Aeroradiometrieübung erlaubte den direkten Vergleich schweizerischer Messdaten mit Daten von Messsystemen anderer Nationen. Die Übung, an der Deutschland, Frankreich und die Schweiz teilnahmen und die auch eine Quellensuche sowie den Überflug der Kernkraftwerke Gösgen und Mühleberg beinhaltete, war für alle Teilnehmer ein voller Erfolg. Die hohe Qualität der von der Schweiz eingesetzten Messmittel konnte einmal mehr bestätigt werden.

Die akkreditierte Kalibrierstelle des PSI konnte im Berichtsjahr ein PTB-kalibriertes Messinstrument-Transfernormal für die Umgebungsdosisleistung von niedrig- bis hochenergetischer Photonenstrahlung etablieren. Damit existiert in der Schweiz erstmals ein auf ein metrologisches Primärinstitut rückverfolgbares Messsystem, welches beispielsweise bei Vergleichsmessungen für Umgebungsdosimeter als Referenz eingesetzt werden kann.

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 der HSK zu leisten sind.

Geplante Teilprojekte

Im Rahmen des Forschungsprojektes sollten im Jahr 2007 und 2008 die folgenden Teilprojekte bearbeitet werden:

Nr.	Teilprojekt	Ziel
02/2	Entwicklung einer Methode zur Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen	Einrichtung eines Kompetenzzentrums für die Überprüfung von Raum- und Abluftüberwachungsanlagen
03/1	Umsetzung der HSK-R-13 an den Beispielen Rückbau DIORIT und SAPHIR (methodisches Vorgehen: Kalibrierung der Freimessanlage, Messmethodik und Qualitätssicherung)	Optimierung der für das Freimessen einzusetzenden Messmethodik, insbesondere für Messgut in Form von grossen Mengen Schüttgut
05/1	Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen	Überprüfung von Aeroradiometrie-Messeinrichtung und -Datenverarbeitung und wissenschaftliche Auswertung von Messdaten
06/1	Vollständige Beschreibung der Energieabhängigkeit eines Messinstrument-Transfornormal für die Ortsdosisleistung von Umgebungs- und Hochenergiephotonenstrahlung	Ergänzung der Sekundärnormale der PSI-Kalibrierstelle; Bereitstellung eines Standard-Messgeräts zur Ermittlung von Sollwerten bei Vergleichsmessungen (Umgebungsortsdosisleistung; Hochenergiephotonenstrahlung)
06/2	Kalibrierung von Ortsdosisleistungsmessgeräten für die Umgebungsüberwachung, insbesondere N-16-Strahlung	Feld-Kalibrierung von Ortsdosisleistungsmessgeräten in Strahlenfeldern bei KKW durch Vergleich der Antworten von Messinstrument-Transfornormal und Messgeräten
08/1	Laufende Berichterstattung über die Expertentätigkeit im Gebiet internationaler Strahlenschutz-Normung, insbesondere ISO	Orientierung der HSK; Mitarbeit bei Neugestaltung oder Revisionen von Normenwerken
08/2	Evaluation von Messgeräten für die Schilddrüsen-Triagemessung bei Kindern im Unglücksfall	Kalibrierung von Messgeräten mittels Spezialphantom
08/3	Validierung von Monte-Carlo-Kalibrierungen des PSI-Ganzkörperzählers	Unabhängigkeit von Kalibriernukliden und grössere geometrische Variabilität durch Einsatz gerechneter Kalibrierphantome

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Übersicht Stand der Arbeiten

02/2 Entwicklung einer Methode zur Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen (das Projekt wurde 2007 abgeschlossen)

Das Ziel dieses Teilprojektes ist die Entwicklung einer Methode zur Prüfung von Aerosolverlusten in Probenahmeleitungen. Um Leitungssysteme einzuschliessen, bei denen eine direkte Messung der Aerosolkonzentration

Teilprojekt	Abgeschlossen mit Bericht	Zurzeit in Bearbeitung (Einzelheiten in den entsprechenden Abschnitten)
02/2	[1], [2]	
03/1	X	
05/1		X
06/1	X	
06/2		X
08/1		X
08/2		X
08/3		X

am Beginn der Probenahmeleitung nicht möglich ist, wird eine Doppelmarkierung eines Luftpakets mit fluoreszierenden Aerosolpartikeln definierter Grösse und einem inerten Tracergas (SF_6) verwendet. Das Verhältnis von Aerosolkonzentration zu Tracergaskonzentration ist eine von Verdünnungen und Beimischungen unabhängige Messgrösse. Es wird an zugänglichen Orten des Leitungssystems und am Ende der Probenahmeleitung bestimmt. Der Vergleich dieser Messwerte liefert Aufschluss über die Verluste an Aerosolpartikeln für die gewählte Partikelgrösse.

Die Methode zur Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen wurde weiterentwickelt [1]. Der Messbereich des SF_6 -Monitors wurde durch die Einrichtung eines Verdünnungssystems der Messluft erweitert. Gleichzeitig wurden besonders zeitintensive Arbeitsprozesse automatisiert.

Bei Laborexperimenten mit Aerosolpartikeln von 8 μm Durchmesser wurde eine erhebliche Abscheidung von Partikeln auf dem Filter der Einspeisemessung durch Impaktion beobachtet. Ein weiteres Laborexperiment

konnte zeigen, dass dieser Effekt für Partikel mit 1 μm Durchmesser deutlich geringer ist und keine signifikante Verfälschung des Ergebnisses verursacht.

Daraufhin wurde für die Messung von grossen Partikeln die Einspeisemesskammer durch eine Probenahmesonde ersetzt.

Fluoreszierende Partikel mit 8 μm Durchmesser enthalten eine ca. 500-fach grössere Farbstoffmenge als Partikel mit 1 μm Durchmesser. Hierdurch weisen die Fotos des Fluoreszenzmikroskops ein deutlich besseres Signal/Rauschverhältnis auf, so dass für die Bestimmung der Partikelzahl ein vereinfachtes fotometrisches Verfahren angewendet werden kann (Abb. 1).

Die Feldexperimente zur Bestimmung der Aerosolpenetration mittels Markierung von Luftpaketen mit fluoreszierenden monodispersen Aerosolpartikeln und einem inerten Spurengas zeigten für kugelförmige Partikel mit 1 μm Durchmesser Penetrationen von 0.62 ± 0.10 (Hochkamin PSI-Ost) und 0.86 ± 0.12 (4. Fortluftlinie PSI-West). Im Zuge dieser Messungen wurde festgestellt, dass der vom PSI angegebene Abluftstrom vermutlich um 25 % überschätzt wird.

Feldexperimente mit kugelförmigen Partikeln von 8 μm Durchmesser wiesen eine praktisch vollständige Abscheidung dieser Partikel in Sonde und Leitung beider Bilanzierungsstationen nach (Penetration < 0.01) [2]. Diese experimentellen Ergebnisse stimmen mit Modellrechnungen zur Aerosoldeposition überein. Lediglich die Penetration der Bilanzierungsstation Hochkamin PSI-Ost liegt für Partikel mit 1 μm Durchmesser deutlich unter den theoretischen Vorhersagen, was auf Ablagerungen in der Probenahmesonde und Bilanzierungsleitung hindeuten könnte (Abb. 2).

Als Konsequenz dieser Messergebnisse wurden Konzepte zur Ertüchtigung der Fortluftbilanzierungsanlagen

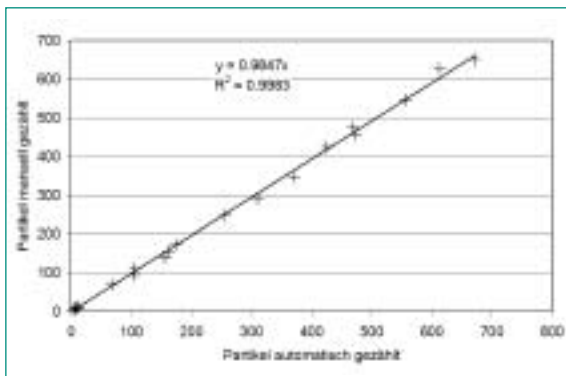


Abbildung 1: Kontrolle des vereinfachten photometrischen Verfahrens zur Bildauswertung

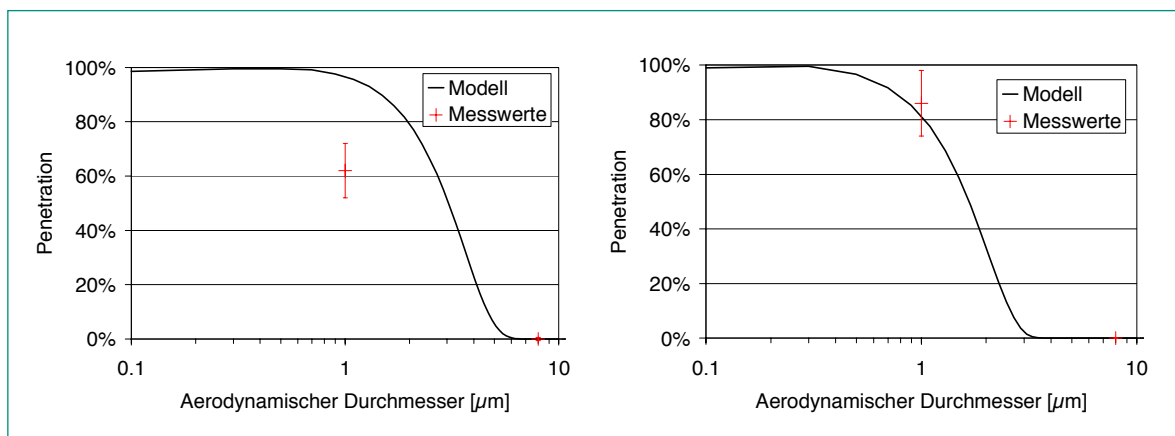


Abbildung 2: Vergleich der gemessenen Penetrationen mit Modellvorhersagen (links: PSI-Ost, rechts: PSI-West)

des PSI entwickelt. Ziel der Ertüchtigung ist eine verbesserte und den Anforderungen der Aufsichtsbehörden genügende Penetration von Aerosolpartikeln durch die Probenahmeleitungen.

Die Weiterentwicklung der Methodik wurde in [1] und die Zusammenfassung der Ergebnisse der Feldexperimente in [2] dokumentiert, womit dieses Teilprojekt abgeschlossen werden konnte.

03/1 Umsetzung der HSK-R-13 an den Beispielen Rückbau DIORIT und SAPHIR (Methodisches Vorgehen: Kalibrierung der Freimessanlage, Messmethodik und Qualitätssicherung) (Berichterstattung 2007 und 2008)

Die Qualitätssicherung von Kalibrierungen für die Freimessanlage (FMA) RTM644Inc (Abb. 3) stellt einen wesentlichen Faktor dar, um die Anforderungen der HSK-Richtlinie R-13 zu erfüllen. Als ein Qualitätssicherungsmittel bietet sich die Simulation mit Monte-Carlo(MC)-Rechnungen an, unter der Voraussetzung, dass diese Rechnungen so weit als möglich mit realen Kalibrierungen erfolgreich validiert werden können.

Für geeignete Messgüter können Kalibrierungen mit dem Metallplatten-Kalibrierphantom (Abb. 3) durchgeführt werden. Mit diesem Phantom lässt sich der Abschirmungsgrad einer bestimmten Füllhöhe (Geometrie) des Messguts darstellen. Dazu werden «diskrete» Metallplatten und nicht eine gleichmässig über die Messgutgeometrie verteilte Abschirmmasse verwendet. Mittels MC-Simulation wurde nun durch das Institut Universitaire de Radiophysique Appliquée (IRA) mit Schritten von 25 kg Masse ein «kontinuierliches» virtuelles Phantom berechnet, dessen Masse zwischen 25 kg

und 1000 kg angesetzt werden kann. Dieses «kontinuierliche» Phantom wurde durch Kalibrierungen mit dem Metallplatten-Kalibrierphantom für Messgutmassen von 76 kg, 361 kg und 969 kg validiert (Abb. 4).

Damit ist es nun möglich, zum Beispiel eine Kalibrierung mit dem Plattenphantom mit Hilfe des «kontinuierlichen» Phantoms in eine Kalibrierung für eine Mulde Kies – ein Messgut, welches anlässlich des SAPHIR-Rückbaus anfiel – umzurechnen (Abb. 4).

Der grosse Vorteil der FMA ist, dass Kalibrierungen nur mit dem Nuklid Co-60 durchgeführt werden müssen. Für die Messung der Aktivität von anderen Nukliden, z.B. Cs-137, wird der Kalibrierfaktor für Co-60 mit einem (Leitnuklidkorrelations- oder Inc-)Faktor entsprechend dem Verhältnis von Kalibrierfaktor Co-60 zu Kalibrierfaktor

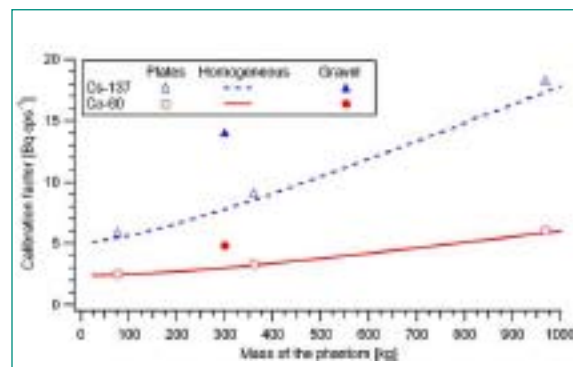


Abbildung 4: Resultate der MC-Modellierung von Kalibrierfaktoren für Co-60 und Cs-137 mittels eines «kontinuierlichen» Phantoms (Linien) mit Validierung durch spezifische Metallplatten-Phantom-Kalibrierungen (leere Symbole). Die ausgefüllten Symbole repräsentieren modellierte Kalibrierfaktoren für Co-60 und Cs-137 für eine mit 300 kg Kies gefüllte Metallmulde.

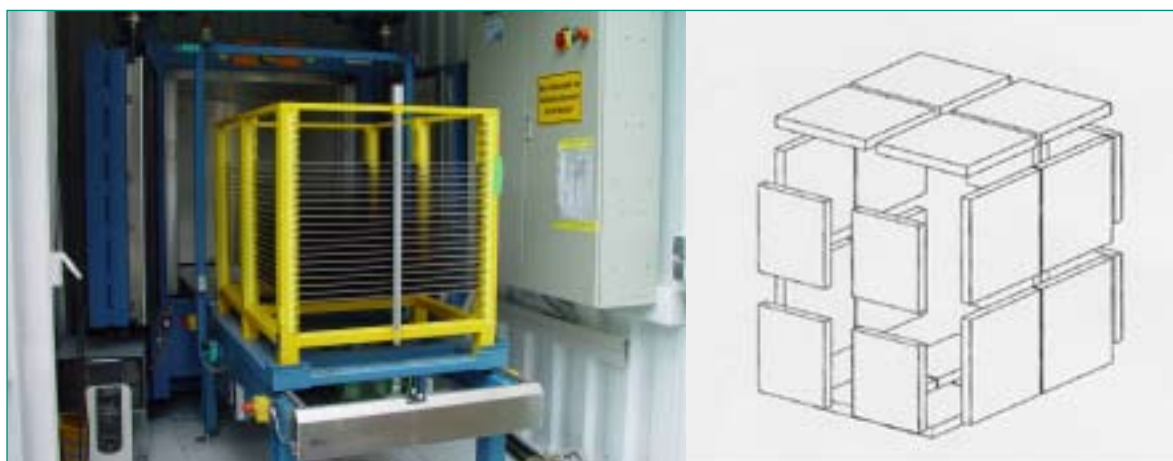


Abbildung 3: Ansicht der Freimessanlage RTM644Inc mit dem Metallplatten-Kalibrierphantom (links). Der rechte Teil der Abbildung zeigt den durch die 24 Detektoren der Freimessanlage aufgespannten «Detektorraum» (Gesamtdetektorvolumen: 240 l)

Cs-137 korrigiert, welcher die im Vergleich zu Co 60 unterschiedliche Photonenenergie und Übergangswahrscheinlichkeit von Cs 137 berücksichtigt. Diese Korrekturfaktoren wurden vom Hersteller der FMA mit MC-Rechnungen ermittelt und sind vom Betreiber der FMA nicht veränderbar in den Auswertalgorithmus der Anlage implementiert. Damit Unterschätzungen der Aktivität eines Messguts vermieden werden, muss eine hinreichende Konservativität dieser Korrekturfaktoren vorhanden sein. Die Überprüfung dieser Faktoren stellt deshalb ein wichtiges Element der Qualitätssicherung der FMA dar.

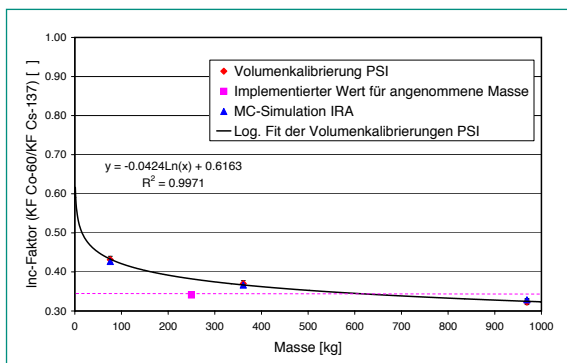


Abbildung 5: Visualisierung der Konservativität eines in der FMA implementierten Inc-Faktors (quadratischer Datenpunkt)

Über MC-Rechnungen des IRA wurde die Abhängigkeit des Inc-Faktors für Cs-137 von der Messgutmasse für Massen zwischen 50 kg und 1000 kg evaluiert, welche dem in Abb. 5 gezeigten logarithmischen Fit der Datenpunkte entspricht. Dies konnte durch Kalibrierungen mit dem Metallplatten-Kalibrierphantom für Messgutmassen von 76 kg, 361 kg und 969 kg validiert werden. Die gestrichelte Linie in Abb. 5 zeigt, dass unter einer Masse von 600 kg der in der FMA implementierte Inc-Faktor für Cs-137 kleiner ist als die modellierten Werte und damit unterhalb dieser Masse eine hinreichende Konservativität des Inc-Faktors für Cs-137 gegeben ist.

Die Resultate der MC-Simulationen und deren Validierung sind in einer Publikation niedergelegt.

Dieses Teilprojekt wird 2009 nicht weitergeführt.

05/1 Teilnahme an und Berichterstattung über die Aeroradiometrieübungen 2007 und 2008

Am 3.9.2008 wurde von der Fachgruppe Aeroradiometrie (FAR) ein internationaler Workshop an der ETHZ durchgeführt. Der Fokus dieses Workshops lag auf der Diskussion von Ergebnissen der durch die NAZ organisierten tri-nationalen Übung ARM 2007 von Messteams aus Deutschland, Frankreich und der Schweiz (Abb. 6).



Abbildung 6: Eingesetzte Helikopter der Messteams aus Deutschland (Eurocopter EC135, oben rechts), Frankreich (Aerospatiale AS 555 Fennec, oben links) und der Schweiz (Aerospatiale AS 332 Super Puma, unten links), sowie die Aufteilung des Messgebiets im Dreiländereck (unten rechts)

Im composite-mapping (Abb. 6) wurden die Messdaten der drei Teams in ein gemeinsames Gesamtbild integriert. Ziel war es, für die gegenseitige Hilfeleistung über die Grenze hinweg gerüstet zu sein.

Abbildung 7 zeigt die zusammengesetzte Karte der K-40-Aktivitätskonzentration. Die im composite-mapping der Region Basel entdeckten deutlich erhöhten K-40-Werte konnten durch Bodenmessungen des Kantonalen Laboratoriums Basel Stadt (BS) bestätigt werden. Ursache sind Gesteine mit natürlicher K-40-Anreicherung.

Auf dem Areal des Rangierbahnhofs Muttenz wurde das Auffinden und Bergen radioaktiver Quellen geübt. Zuerst überflog der Helikopter das bezeichnete Gebiet, um die Quellen zu orten. Die französischen Kollegen erreichten auf Grund ihrer niedrigen Flughöhe bei der Quellensuche die besten Ergebnisse. Für das Schweizer Team kommt eine Verringerung der Flughöhe wegen der dadurch verursachten Schäden am Boden durch den deutlich grösseren Super-Puma im Normalfall leider nicht in Frage.

Neben der Region des Dreiländerecks wurden von allen drei Messteams zudem die Kernkraftwerke Gösgen und Mühleberg turnusgemäss im Auftrag der HSK überflogen.

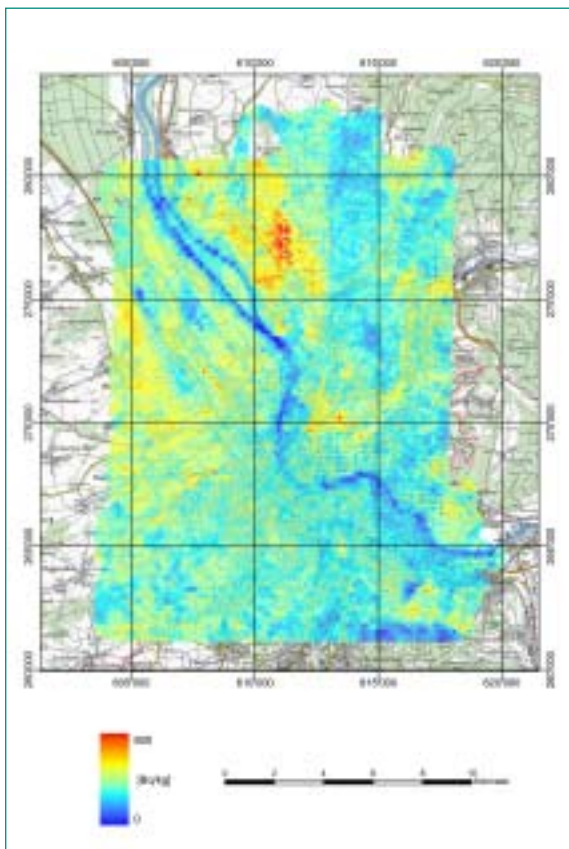


Abbildung 7: K-40-Aktivitätskonzentration im Raum Basel

gen. Es zeigte sich eine gute Übereinstimmung zwischen den Messresultaten der Teams.

Das Schweizer Team setzte während dieser Messungen erstmals einen durch die NAZ neu beschafften Natriumiodid(NaI)-Detektor mit 16 Litern Detektorvolumen ein, welcher vorgängig in den Bestrahlungsräumen des PSI charakterisiert wurde.

Die Übung ARM08 führte die 2004 begonnenen Messungen über Stadtgebiet durch Überflüge von Basel, Bern und Genf fort. In keinem dieser Messgebiete wurden erhöhte Messwerte registriert. Die Messergebnisse über Basel stimmen mit den in 2007 in den gleichen Messgebieten ermittelten Werten überein.

Turnusgemäss wurde das Gebiet um die Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt, der ZWILAG und des PSI im Auftrag der HSK aeroradiometrisch vermessen. Es konnten ausserhalb der Betriebsareale keine erhöhten Messwerte registriert werden.

Das Teilprojekt wird 2009 weitergeführt.

06/1 Vollständige Beschreibung der Energieabhängigkeit eines Messinstrument-Transfornormal für die Ortsdosisleistung von Umgebungs- und Hochenergiephotonenstrahlung (Berichterstattung 2007 und 2008)

Das Messinstrument-Transfornormal der PSI-Kalibrierstelle für die Ortsdosisleistung von Umgebungs- und Hochenergiephotonenstrahlung besteht aus einer Hochdruck-Ionisationskammer Reuter&Stokes RSS 131. Um die Energieabhängigkeit dieses Ortsdosimeters für Photonenstrahlung möglichst vollständig zu charakterisieren, wurden Kalibrierungen bei der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB), Braunschweig (D), durchgeführt.

Kalibriert wurde das Messgerät für die Röntgenstrahlungsqualitäten N-80 bis N-300 (65 keV bis 248 keV mittlere Energie), für die Strahlenqualitäten S-Cs und S-Co (662 keV und 1250 keV Energie) sowie für die Hochenergie-Strahlenqualitäten R-C und R-F (4400 keV und 6700 keV Energie). Aus den Kalibrierfaktoren können Empfindlichkeiten abgeleitet werden, welche auf das Ansprechvermögen des Geräts für Cs-137-Strahlung normiert werden. Die resultierende relative Energieabhängigkeit des Messinstrument-Transfornormal ist in Abb. 8 illustriert.

Abb. 8 zeigt, dass das Gerät bei einer mittleren Energie von 65 keV anzusprechen beginnt. Zwischen 83 keV bis 1250 keV verläuft die Energieabhängigkeit weitgehend horizontal, mit einer Überhöhung von 15% für niederenergetische Strahlung bei ca. 120 keV. Für die

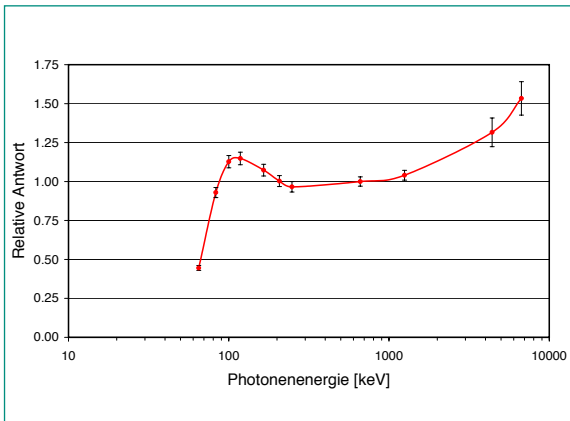


Abbildung 8: Relatives Ansprechvermögen für Photonenstrahlung des Ortsdosimeters RSS 131 (Messinstrument-Transfer-normal der PSI-Kalibrierstelle für die Umgebungs-dosisleistung)

Hochenergiephotonenstrahlung von 6700 keV zeigt die Geräteantwort eine Überhöhung von 53% relativ zum Ansprechvermögen für Cs-137-Strahlung.

Zusätzlich wurde das Ortsdosimeter im Untergrundlabor UDO der PTB in 400 m Tiefe mit Cs-137 und Ra-226 (662 keV und 1139 keV mittlere Energie) kalibriert, wobei die für die Kalibrierung verwendete Dosisleistung im Bereich von 130 bis 280 nSv/h gehalten wurde, d.h. im Dosisleistungsbereich der natürlichen Umgebungsstrahlung.

Dank dieser vollständigen Charakterisierung der Energieabhängigkeit kann das Messinstrument-Transfer-normal z.B. als Referenz bei Vergleichsmessungen der Messgröße $d/dt H^*(10)$ oder für die in Teilprojekt 06/2 vorgesehenen Messaufgaben eingesetzt werden. Das Teilprojekt wird 2009 nicht weitergeführt.

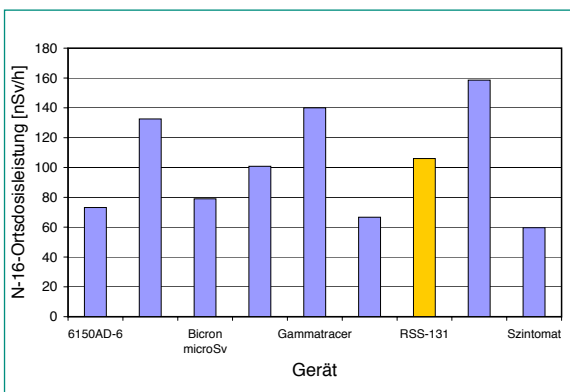


Abbildung 9: Vergleich der Messresultate von Ortsdosisleistungsmessgeräten mit dem Messresultat des Messinstrument-Transfer normals RSS-131

06/2 Eichung/Kalibrierung von Ortsdosisleistungsmessgeräten für die Umgebungsüberwachung, insbesondere N-16-Strahlung

In diesem Teilprojekt wurde beabsichtigt, die Antwort tragbarer Ortsdosisleistungsmessgeräte auf die Umgebungs-dosisleistung von Hochenergiephotonen über Messungen am Zaun des Kernkraftwerks Leibstadt (KKL) zu untersuchen. An diesem Ort ist die hochenergetische N-16-Strahlung messbar, und das Ansprechvermögen der tragbaren Ortsdosisleistungsmessgeräte kann direkt mit demjenigen des oben beschriebenen Messinstrument-Transfer normals verglichen werden.

In einer ersten Messkampagne wurden im N-16-Strahlungsfeld des KKL tragbare Dosisleistungsmessgeräte als «Prüflinge», die RSS-131 als Referenzmesssystem und ein Reinstgermanium-Spektrometriesystem der PSI-Radioanalytik eingesetzt. Der Messbereich des Spektrometriesystems wurde zur Ermittlung des N-16-Gamma-spektrums bis zu einer Energie von 7.5 MeV erweitert. In der Stillstandsperiode des Reaktors wurden ergänzende Messungen zur Ermittlung des N-16-strahlungsfreien Untergrunds durchgeführt. Auswertungen der Messdaten der beteiligten Dosisleistungsmessgeräte ergaben Unterschätzungen für die N-16-Ortsdosisleistung bis ca. 40 % bzw. Überschätzungen bis ca. 50% relativ zur Referenz RSS-131 (Abb. 9).

Wird das Verhältnis Bruttomessresultat (N-16-Strahlung plus Untergrundstrahlung) zu Untergrund-Messresultat betrachtet und die Geräte nach Detektortyp sortiert, so ergibt sich das folgende Bild (Abb. 10):

Abbildung 10 zeigt, dass für Messgeräte mit Geiger-Müller-Zählrohr (GM) und Ionisationskammer (IK) sowie einigen Messgeräten mit Szintillator (SZ) das Verhältnis

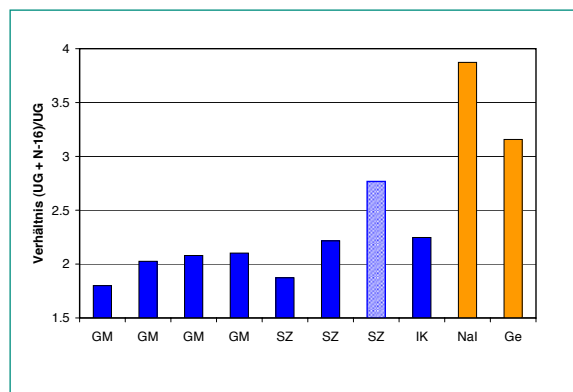


Abbildung 10: Vergleich des Verhältnisses Bruttomessresultat (N-16-Strahlung plus Untergrundstrahlung) zu Untergrund-Messresultat für verschiedene Detektorarten (Abkürzungen siehe Text)

Bruttomessresultat zu Untergrund-Messresultat bei ungefähr 2 liegt (Bereich 1.8 bis 2.2). Ein Gerät mit Szintillator (schraffiert in Abb. 10) und die Messgeräte mit NaI- oder Ge-Detektor weisen ein Verhältnis zwischen 2.8 und 3.9 auf. Die Ursache hierfür liegt im unterschiedlichen Ansprechvermögen der Gerätetypen auf die Myonen-Komponente der kosmischen Strahlung.

Diese Feldkalibrierung erlaubt durch Vergleich mit dem Referenzmessgerät RSS 131 die Ableitung von Korrekturfaktoren für das Ansprechvermögen der tragbaren Dosisleistungsmessgeräte für hochenergetische Photonenstrahlung.

Das Teilprojekt wird 2009 weitergeführt.

08/1 Laufende Berichterstattung über die Expertentätigkeit im Gebiet internationaler Strahlenschutz-Normung, insbesondere ISO (Berichterstattung 2007 und 2008)

Ein wesentlicher Vorwärtsschritt im sehr zeitraubenden und aufwendigen 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*» durch die Arbeitsgruppe WG17 «*Measurement of radioactivity*» des ISO TC85/SC2 wurde erreicht, als vom für England nicht akzeptierbaren Konzept der Quelleneffizienz (Emissionsanteil eines Radionuklids) einer Oberflächenkontamination Abstand genommen wurde. Von britischen Mitgliedern der Arbeitsgruppe wurde ein Alternativkonzept vorgeschlagen, welches sich auf die Messung der Oberflächenemissionsrate von Oberflächenkontamination (direkte Methode) oder Wischtestmaterial (indirekte Methode) konzentriert. Dieses Konzept konnte von dem für die Revision der Norm ISO 7503 verantwortlichen Schweizer Experten akzeptiert werden. Unter welchen Bedingungen und mit welchen Überlegungen diese Oberflächenemissionsrate in eine Flächenaktivität umgerechnet werden darf, wird im Normentwurf ausführlich erläutert. Damit bildet der im Laufe des Berichtsjahres noch überarbeitete und mit möglichst wenig Formalismus befrachtete Normentwurf eine praxisnahe Grundlage für die Durchführung von Oberflächenkontaminations-Messaufgaben.

Ebenfalls revidiert wurde der zweite Teil der ISO 7503 «*Measurement of radioactivity – Evaluation of surface contamination – Part 2: Tritium surface contamination*». Grosse Änderungen waren allerdings nicht einzubringen, da der existierende Teil 2 immer noch den aktuellen Stand der Tritium-Messtechnik mittels Flüssigszintillation repräsentiert.

Der dritte Teil der ISO 7503 «*Measurement of radioactivity – Evaluation of surface contamination – Part 3: Isomeric transition and electron capture emitters, low energy beta-emitters ($E_{\text{max}} < 0,15 \text{ MeV}$)*» wurde auch grundlegend revidiert. Dieser Teil behandelt u.a. die rechnerische Kalibrierung, wie sie in der Schweiz angewendet wird [3], und richtet sich deshalb vor allem an Experten für die Kalibrierung von Oberflächenkontaminationsmonitoren und akkreditierte Kalibrierstellen.

Für die Teile 1 und 2 des Standards ISO 7503 bestand die Absicht, diese als «Committee Draft (CD)» den Mitgliedsländern der ISO zur Abstimmung zu unterbreiten. Von britischen Mitgliedern der Arbeitsgruppe WG17 wurde überraschend während der letzten Gruppensitzung ein Positionspapier mit einem abweichenden Konzept unterbreitet. Nach langer Diskussion und entgegen des ausdrücklichen Widerstands des für die Revision der Norm ISO 7503 verantwortlichen Schweizer Experten wurde dieses alternative Konzept von der Arbeitsgruppe akzeptiert. Von einer grundlegend aufgebauten, metrologisch sauber abgehandelten Darlegung der Oberflächen-Kontaminationsmesstechnik wurde im britischen Positionspapier vollständig Abstand genommen. Es soll nun ein Entwurf für die Norm ISO 7503 erarbeitet werden, welcher Bezug auf die Bedingungen für Oberflächenkontaminations-Messungen nach einem terroristischen Anschlag («dirty bomb») nimmt. Daher soll die Norm so aufgebaut werden, dass sie ohne Informationen über die Nuklidzusammensetzung einer Kontamination verwendet werden kann.

Neu trat G. Butterweck als Experte der Schweiz in die Arbeitsgruppe WG14 «Air monitoring and control» des ISO TC85/SC2 ein. In dieser Gruppe wird zurzeit die Norm ISO 2889 «*Sampling Airborne Radioactive Materials from the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities*» komplett neu überarbeitet. In der Überarbeitung wird der Schwerpunkt der Norm von den zu verwendenden Bauelementen hin zu einer ergebnisorientierten Bewertung verschoben. Ausgehend von dieser Schwerpunktsverlagerung fordert der Normentwurf ausführliche Kontrollen der Eigenschaften des gesamten Probenahmesystems.

Durch die Teilnahme an der Gruppenarbeit konnten einige, aber leider nicht alle Sichtweisen der Schweiz in den 2007 erstellten «Draft International Standard (DIS)» sowie dessen Überarbeitung zum Final Draft International Standard (FDIS) in 2008 einfließen. Der FDIS wird voraussichtlich Anfang 2009 zur Abstimmung durch die nationalen Normenkomitees gestellt.

Expertentätigkeit und Berichterstattung werden im Jahr 2009 weitergeführt.

08/2 Evaluation von Messgeräten für die Schilddrüsen-Triagemessung bei Kindern im Unglücksfall (Beginn des Projekts 2008)

Dieses Teilprojekt konnte noch nicht über das Stadium von Vorarbeiten gebracht werden. Es ergaben sich aber aus Abklärungen mit Fachexperten wesentliche Erkenntnisse.

S. Roellin vom Labor Spiez wies darauf hin, dass nicht die Messtechnik (Wahl eines geeigneten Geräts, Kalibrierung, Messzeit zur Erreichung der Nachweisgrenze) bei der SD-Triagemessung bei Kindern im Unglücksfall das dominierende Problem ist. Seines Erachtens weist das Erfassen personenbezogener dosisrelevanter Daten (Aufenthaltszeit wie lange wo?) für die korrekte Bestimmung der Dosis einen höheren Stellenwert auf. Diese Datenerfassung kann ungleich aufwendiger sein und viel länger dauern als die eigentliche Messung.

Mit Spezialisten des IRA ist die Realisierung eines «Kinder»-Schilddrüsen-Phantoms basierend auf morphologischen MRI-Daten von Kindern geplant. Dieses Phantom kann anschliessend für die Kalibrierung von Triagemessgeräten verwendet werden.

Das Teilprojekt wird 2009 weitergeführt.

08/3 Validierung von Monte-Carlo-Kalibrierungen des PSI-Ganzkörperzählers (Beginn des Projektes 2008)

Der Ganzkörperzähler des PSI ist mit einem p-Typ-Reinst-Germanium-Detektor (HPGe-Detektor) ausgestattet, welcher bezogen auf einen 3" x 3"-NaI-Detektor bei 1332 keV eine relative Nachweiswahrscheinlichkeit von 102 % aufweist. Der Ge-Kristall hat einen Aussendurchmesser von 80.4 mm und eine Länge von 83.4 mm. Die Energieauflösung beträgt 2.27 keV bei 1332 keV. Eine wichtige Voraussetzung für Ganzkörper-Aktivitätsmessungen ist die Ermittlung der Nachweiswahrscheinlichkeit (Effizienzkalibrierung), bei der das Ansprechvermögen des Ganzkörperzählers in Abhängigkeit von der Photonenenergie und der Körperform ermittelt wird. Üblicherweise werden In-vivo-Messsysteme mithilfe von anthropomorphen Phantomen kalibriert, die bekannte Mengen geeigneter Radionuklide enthalten. Bei dieser konventionellen Kalibrierung werden die benötigten Effizienzwerte im interessierenden Energiebereich aus den Gammaskpektren von Phantommessungen bestimmt. Dagegen wird bei einer mathematischen Kalibrierung die Effizienz nicht aus gemessenen Spektren abgeleitet, sondern mithilfe einer Monte-Carlo-Software (MC) und mathematischer Phantome simuliert. Für die Simulation wird eine Inputdatei mit einem detaillierten virtuellen Modell des Messsystems (Detektor, Phantom und Umgebung) benötigt.

Eine mathematische Kalibrierung hat viele Vorteile und einige Nachteile im Vergleich zur konventionellen Kalibrierungsmethode. Für das mathematische Verfahren werden keine radioaktiven Phantome benötigt. Daher kann der Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen vermieden werden und die Entsorgung radioaktiver Abfälle entfällt. Da für die konventionelle Kalibrierung mit Phantomen nur relativ wenige, geeignete Radionuklide und damit auch wenige Photonenenergien zur Verfügung stehen, beruhen die Kalibrierkurven oft nur auf einer kleinen Zahl von gemessenen Datenpunkten. Die notwendige Interpolation zwischen diesen Punkten und vor allem die Extrapolation ausserhalb dieser Datenpunkte können zu erheblichen Unsicherheiten in bestimmten Energiebereichen führen. Im Gegensatz dazu können mit der MC-Methode Effizienzwerte für beliebige Energien berechnet werden, unabhängig von der Verfügbarkeit entsprechender Kalibrierquellen. Die für die konventionelle Kalibrierung verwendeten Phantome sind zudem nur beschränkt anthropomorph. Phantomdimensionen sowie Verteilung der Radionuklide im Phantom entsprechen mit Sicherheit nie der Realität. Bei einer MC-Simulation können unterschiedliche geometrische Formen des Phantoms, die Verteilung der Radionuklide im Phantom sowie die relative Lage des Phantoms zum Detektor frei konstruiert werden. Mit zunehmender Verfügbarkeit von leistungsfähigen und preiswerten Computern können realistische und komplexe Phantome verwendet und somit im virtuellen Messsystem die Effizienz des realen Messsystems simuliert werden (z.B. Voxel-Phantome).

Der grösste Nachteil des mathematischen Kalibrierverfahrens liegt im hohen Aufwand, welcher für die Erstellung und Verifizierung eines präzisen virtuellen Detektormodells eingesetzt werden muss.

Praktisch unverzichtbar sind Simulationsverfahren bei Kalibrierproblemen, die mit handelsüblichen physikalischen Phantomen nicht gelöst werden können. Beispiele sind inhomogene Radionuklidverteilungen im Körper oder sehr ungewöhnliche Körperformen bzw. Gewichtsklassen wie z.B. Jugendliche oder Kleinkinder. Für die letzteren Messgeometrien stehen bis jetzt keine vernünftigen und guten Phantome zur Verfügung.

Mit dem IRA wurde ein Studien-Projekt gestartet, in dem es darum geht, die Effizienz des Ganzkörperzählers des PSI mit MC-Simulationen zu berechnen. 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

IRA hat auf dem Gebiet der Simulationen Erfahrung mit verschiedenen bekannten Softwarepaketen wie FLUKA, GEANT und MCNP. 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 experimentellen 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 einer ersten Phase wurde die Geometrie des Ge-Detektors bestimmt und als MC-Modell programmiert. Da die Spezifikationen des Herstellers für die Erstellung eines genauen Detektormodells nicht ausreichend wa-

ren, wurden Messungen mit einer mobilen Röntgenanlage durchgeführt. Für die Röntgen-Aufnahmen wurden zwei verschiedene Systeme mit Imaging Plates (Fujifilm Bio-imaging Analyzer BAS-2500 und Philips PCR Eleva S) verwendet. Die Abbildung 11 zeigt die mit den beiden Systemen aufgenommenen Bilder. Der Vergleich der ermittelten Detektorabmessungen mit den überprüfaren Herstellerangaben zeigt eine gute Übereinstimmung. Kleinere Abweichungen wurden im Bereich der Detektorkappe festgestellt. Die Ergebnisse und Resultate der Vermessung werden zurzeit in einer Technischen Mitteilung dokumentiert.

Erste Messungen mit Punkt- und Flächenquellen der Radionuklide Cs-137, Co-60, Ra-226 und Eu-152 wurden ebenfalls durchgeführt. Mit den Messergebnissen der Punktquellen konnte die Totschicht des Detektors iterativ ermittelt werden. Der Vergleich zwischen den Messungen mit Punktquellen und der Simulationen ist für eine Detektor-Totschicht von 1.5 bis 1.6 mm zufriedenstellend. Die Abweichungen liegen bei ca. 5 %.

Die Messgeometrie Messraum-Stuhl-Detektor wurde bereits als virtuelles MC-Modell umgesetzt. Geplante Messungen von einfachen Geometrien (z.B. einzelne Blöcke des IGOR-Phantoms mit Radionukliden) mussten verschoben werden, da der Ganzkörperdetektor zwecks Reparatur bis Ende Jahr beim Hersteller ist.

Das Teilprojekt wird im Jahr 2009 weitergeführt.



a



b

Abbildung 11: Röntgenbilder des Ganzkörper-Detektors aufgenommen mit einer mobilen Röntgenanlage auf Imaging Plates mit den Systemen von Philips (a) resp. Fujifilm (b). 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. Die dargestellten Abbildungen wurden aus entgegengesetzten Richtungen aufgenommen.

Bewertung 2007 und 2008 sowie Ausblick 2009

Die im Abschnitt «Geplante Teilprojekte» beschriebenen gesetzten Ziele konnten aus Sicht des PSI für die in Bearbeitung befindlichen Teilprojekte mit Ausnahme der Teilprojekte 08/1 und 08/2 vollumfänglich erreicht werden. Die Teilprojekte 05/1, 06/2, 08/1, 08/2 und 08/3 werden 2009 im Rahmen des Projekts weitergeführt.

Publikationen

G. Butterweck, B. Bucher, L. Rybach: Airborne Gamma-Spectrometry in Switzerland, In: The Natural Radiation Environment, 8th International Symposium (NRE VIII), A.S. Paschoa and F. Steinhäusler eds., AIP Conference Proceedings 1034, 463 – 466, Melville, New York 2008.

F. Bochud, J.-P. Laedermann, Ch. Schuler: Monte Carlo simulation of a clearance box monitor used for nuclear power plant decommissioning, Health Physics, 2008, in press.

Referenzen

- [1] *G. Butterweck, R. Habegger, R. Hugli:* Weiterentwicklung der Methode zur Bestimmung von Aerosolverlusten in Leitungssystemen, TM-96-07-11, 2007.
- [2] *G. Butterweck und R. Habegger:* Zusammenfassung der Ergebnisse von Feldexperimenten zur Bestimmung von Partikelverlusten der Aerosolbilanzierung PSI-Ost und PSI-West, TM-96-07-12, 2007.
- [3] *Ch. Schuler, G. Butterweck, C. Wernli, F. Bochud, J.-F. Valley:* Calibration and Verification of Surface Contamination Meters – Procedures and Techniques, PSI Report Nr 07-01, ISSN 1019-0643, 2007.

Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet 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 2007 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:

- Etablierung einer Fusionsmethode für den Totalaufschluss komplexer Matrizen im Vergleich zur Mikrowellenmethode
- Entwicklung eines Analyseverfahrens für die Trennung von Americium aus Feststoffen mittels eines kürzlich hergestellten Extraktionstrennharz der Firma Triskem (DGA-Resin)
- Evaluation der Anwendung massenspektrometrischer Verfahren zur Bestimmung von Alphastrahlern bei der Inkorporations- und Immissionsüberwachung
- Teilnahme an Vergleichsmessungen

Die Einführung einer Fusionsmethode für den Totalaufschluss komplexer Matrizen war deshalb notwendig, weil bei einem Rückbauprojekt das Mineral Bariumsulfat aus Barytbeton nicht gelöst werden konnte. Mit einem alkalischen Sodaauflösung gelang es, die zu untersuchenden Schlammproben aus dem PSI-Rückhaltebecken vollständig in Lösung zu bringen und somit den reinen β -Strahler ^{90}Sr quantitativ zu bestimmen.

Auch die Trennung von trivalenten Americium mit einem kürzlich entwickelten Extraktionsharz (DGA-Resin) konnte erfolgreich an Schlammproben für das Rückbauprojekt sowie für Bodenproben (Immissionsüberwachung) erfolgreich durchgeführt werden. Eine wesentliche Voraussetzung für die hohen chemischen

Ausbeuten sind die sehr hohen Verteilungskoeffizienten (> 1000) des DGA-Resins für trivalente Aktiniden.

Des Weiteren wurde eine Literaturstudie für die Anwendung der Massenspektrometrie bezüglich der Bestimmung langlebiger Aktiniden vorgenommen. Parallel dazu wurden auch Bodenproben und RHB-Schlammproben in Zusammenarbeit mit dem Labor Spiez massen- und α -spektrometrisch analysiert. Es zeigte sich, dass die Ergebnisse beider Analyseverfahren gut übereinstimmten. Da aber die massenspektrometrischen Ergebnisse nicht wesentlich empfindlicher waren, wurde die Beschaffung eines hochauflösenden Massenspektrometers für die Radioanalytik auf Grund der sehr hohen Anschaffungskosten auf unbestimmte Zeit verschoben.

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 2008 wurden folgende Vergleichsmessungen durchgeführt: α -Strahler (U + Transurane) in Stuhlasche (BfS, Berlin), γ -Strahler und ^{89}Sr neben ^{90}Sr in Reaktorwasser und synthetischem Wasser (BfS, Berlin), ^{137}Cs und ^{40}K in Flugasche (IRA, Lausanne), α -Strahler (U + Transurane) in Stuhlasche (PROCORAD, CEA-Paris), γ -Strahler und ^{90}Sr in Milch (MRI, Kiel). 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 2008 folgende Projektziele mit der HSK vereinbart:

Thema 08/1 (Etablierung einer Fusionsmethode für den Totalaufschluss komplexer Matrizen im Vergleich zur Mikrowellenmethode):

Thema 08/2 (Entwicklung eines Analyseverfahrens für die Trennung von Americium aus Feststoffen mittels eines kürzlich hergestellten Extraktionstrennharz der Firma Triskem (DGA-Resin)):

Thema 08/3 (Evaluation der Anwendung massenspektrometrischer Verfahren zur Bestimmung von Alphastrahlern bei der Inkorporations- und Immissionsüberwachung):

Thema 08/4 (Ad-hoc-Probleme der HSK nach Absprache mit dem Projektleiter):

Thema 08/5 (Teilnahme an Vergleichsmessungen):

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Thema 08/1 (Etablierung einer Fusionsmethode für den Totalaufschluss komplexer Matrizen im Vergleich zur Mikrowellenmethode):

Als Ergänzung zu der bestehenden Mikrowellenmethode wurde im ersten Quartal im ABC Labor Spiez eine Fusionsmethode für den Aufschluss des RHB-Schlammes angewandt. Anschliessend wurden die nötigen Che-

mikalien (Flussmittel, Polyethylenglykol-2000) und Laborgeräte (Platin-Goldtiegel 95/5 %) beschafft. Da bei einer Fusion mit heissem Glas gearbeitet wird, müssen Schutzhelm und feuerfeste Handschuhe getragen werden (Fig. 1). Die Fusion nach Croudace et al. [1] wird in Platin-Goldtiegeln (95/5 %) gemacht, wobei die geglühte Schlammprobe mit dem Flussmittel (Li-Metaborat/Li-Tetraborat (80:20 w/w %) direkt bei 1100 °C im Muffelofen fusioniert (Fig. 2). Die Fusion dauert ca. 20 min, und die Proben werden zweimal mit einer Tiegelzange herausgenommen und gemischt. Unter heftigem Rühren ($50 - 60 \text{ s}^{-1}$) muss das heisse Glas direkt in die Mitte des Becherglases in die 4.5M HNO_3 geleert werden, damit das Becherglas nicht zerspringt (Fig. 3). Da Silikate unter Zufuhr von O_2 koagulieren, wird 0.2M PEG-2000 (Polyethylenglykol-2000) zugeführt, um die Silikate quantitativ zu fällen (Fig. 4).

Es zeigte sich, dass die Fusion erfolgreich ist, dass aber ^{133}Ba bei der Silikatfällung mit Polyethylenglykol-2000 mitgefällt wurde, weshalb allfälliges SrSO_4 auch nicht in Lösung ging und somit eine zu geringe ^{90}Sr Aktivität erwartet werden konnte. Des Weiteren wurden bei der chromatographischen Trennung von Sr und Ba auch Sulfat-Nachfällungen beobachtet. Deswegen wurde ein Aufschlussverfahren für ^{90}Sr und ^{133}Ba mit einem alkalischen Sodaaufschluss etabliert. Ein ca. 4- bis 6-facher Überschuss von Na_2CO_3 wurde mit BaSO_4 vermischt (7g Flussmittel zu 1g geglühtem Schlamm). Der Schlamm wurde vorgängig mit Hf (40 %) behandelt, um die Silikate vollständig aus der Probe zu evaporieren (Vermeidung unerwünschter Si-Nachfällungen). Danach wurde das Gemisch im Platin-Goldtiegel ca. 20 min über dem Bunsenbrenner langsam erhitzt, um die CO_2 -Freisetzung zu kontrollieren (Fig 5).

Dann wurde der Tiegel für 20 min bei 1100 °C im Ofen gleichmässig erhitzt, bis die Schmelztemperatur erreicht



Fig. 1: Sicherheitsmassnahmen



Fig. 2: Fusion bei 1100 °C im Ofen

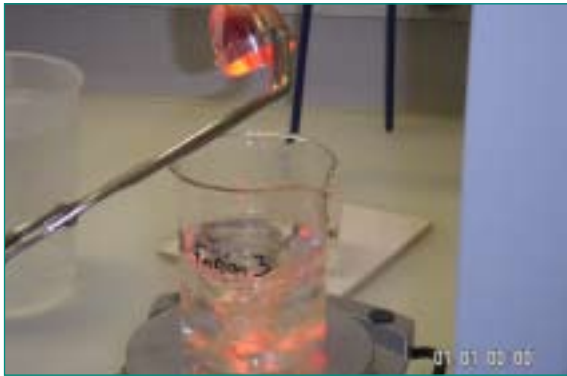


Fig. 3: Heisses Glas direkt in die Säure gießen



Fig. 4: Silikatfällung mit PEG-2000

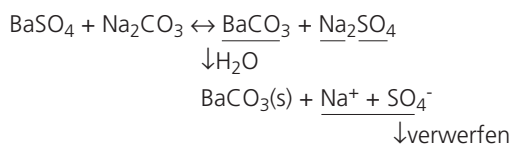


Fig. 5: Start der Fusion über dem Bunsenbrenner

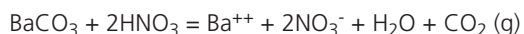


Fig. 6: Filtration – NaSO₄ im Filtrat

war. In der Schmelze läuft die unten stehende Reaktion ab, wobei das Gleichgewicht auf der Seite des Produktes liegt.



Zuerst wurden die SO₄²⁻ Ionen mit deionisiertem Wasser herausgespült (Fig. 6) und der Rückstand direkt in 8M HNO₃ gelöst. Die Dissoziation von BaCO₃ in HNO₃ läuft unter folgender Reaktionsgleichung ab:



Für beide Fusionen wurde Pu von Ba/Sr und Ba von Sr mittels Säulenchromatographie getrennt und die Aktivitäten mittels Flüssigszintillation bestimmt [2]. Der ⁹⁰Y-Aufbau und die Berechnung der ⁹⁰Sr-Aktivität wurden mit der LSC-3-window-Methode berechnet [4].

Durch die Na₂CO₃ Methode war es möglich, 84 % von der ¹³³Ba-Aktivität in der Lösung zu behalten und die

⁹⁰Sr-Aktivität quantitativ zu bestimmen. Sie betrug nach dem Mikrowellenaufschluss ursprünglich 5.3 ± 0.3 Bq/g, nach dem Sodaaufschluss schlussendlich 7.4 ± 0.4 Bq/g.

Thema 08/2 (Entwicklung eines Analyseverfahrens für die Trennung von Americium aus Feststoffen mittels eines kürzlich hergestellten Extraktions-trennharz der Firma Triskem (DGA-Resin)):

Das seit kurzem kommerziell erhältliche DGA-Resin (Firma Triskem, vormals EiChrom) weist sehr hohe Verteilungskoeffizienten für trivalente Aktiniden auf. Für Lechlösungen aus Bodenproben reicht eine einfache Vorfällung mit Oxalat aus, wobei das Präzipitat in HNO₃ zunächst gelöst und anschliessend direkt über die BIO-RAD-AG-1X2/DGA-Säulenkombination gegeben wird. Die Ausbeuten des ²⁴³Am Tracers, welcher zu den Umwelt-Bodenproben Zwilag 1–4, PSI und Beznau zum Beginn der Analyse zugegeben wird, schwankten zwischen 70–100 %, was frühere Ausbeuten von z.T. < 20 % mit dem TRU-Resin weit übertrifft. Damit ist angezeigt, dass das neue DGA-Resin bestens geeignet ist,

Am quantitativ zu adsorbieren. Die Methode wurde mit der Arbeitsvorschrift AARA46 in das QM-System des Analytiklabors implementiert.

Thema 08/3 (Evaluation der Anwendung massenspektrometrischer Verfahren zur Bestimmung von Alphastrahlern bei der Inkorporations- und Immissionsüberwachung):

Die Zusammenarbeit mit dem ABC Labor Spiez hat gezeigt, dass die Übereinstimmung der Aktivitätskonzentrationen von ^{239/240}Pu und ²⁴¹Am bei Schlamm-Proben mittels Borat-Aufschluss, aber auch mittels Mikrowellenaufschluss für die ICP-MS-Messung (Spiez) und die α-Messung (PSI) gut übereinstimmen. Der Nachteil bei der ICP-MS Methode liegt bei der nicht messbaren Interferenz von ²³⁸U und ²³⁸Pu, wobei ²³⁸Pu sehr gut mittels α-Spektrometrie bestimmt werden kann. Dafür können mittels α-Spektrometrie ²³⁹Pu und ²⁴⁰Pu nur als gemeinsame Aktivität bestimmt werden, weil die Nuklide nicht wie beim ICP-MS sauber getrennt werden können. Ebenfalls kann man ²⁴¹Pu mit ICP-MS sauber abgetrennt von ²³⁹Pu und ²⁴⁰Pu messen, was über Liquid-Scintillation nur durch zusätzliche Berechnung abgeschätzt werden kann. Durch die gemeinsamen Messungen wurde auch ersichtlich, dass die erreichten Nachweisgrenzen (DL) beim ICP-MS die abgeschätzten DL bei der α-Spektrometrie nicht so stark übertrafen, wie basierend auf Literaturwerten angenommen wurde. Der wichtigste Vorteil lag bei diesem Vergleich eindeutig bei der Messzeitersparnis von einem Faktor 1000 bei den ICP-MS-Messungen. Basierend auf diesem Vergleich wird die kostenträchtige Anschaffung eines ICP-MS nicht weiter verfolgt, dafür die Zusammenarbeit mit dem Labor Spiez weiterhin aufrecht erhalten und ausgebaut.

Nationale Zusammenarbeit

Im Rahmen des Themas 08/1, Fusionsaufschlüsse und 08/3, Vergleich ICP-MS und α-Spektrometrie wurde eine Zusammenarbeit mit dem Labor Spiez begonnen,

welche auch 2009 weiter ausgebaut wird. Eine weitere Zusammenarbeit fand mit dem petrographischen Institut der ETH Zürich über Verteilungskoeffizienten von Radium in vulkanischen Schmelzen statt. Die Befunde der Laborexperimente werden mit Felddaten verglichen und mit Hilfe von ²²⁶Ra Ungleichgewichten soll die Dynamik von aufsteigenden vulkanischen Schmelzen (insbesondere im Mittelmeerraum) besser verstanden werden [5]. Die Ergebnisse von Vergleichsmessungen in nationalen Quervergleichen sind im folgenden aufgelistet:

Institut Radiophysique Appliquée (IRA – Lausanne) Ringvergleich Gammastrahler in Flugasche 2008

Bei der Probe handelte es sich um homogenisierte Flugasche aus einer Verbrennungsanlage. Zu bestimmen waren ¹³⁷Cs und ⁴⁰K. Bis auf wenige Ausreisserwerte einiger der 17 Teilnehmer, die zur Mittelwertberechnung nicht berücksichtigt wurden, gab es eine gute Übereinstimmung zwischen den nationalen Labors inklusive dem PSI. Die Messergebnisse im Vergleich sind in Tabelle 1 aufgeführt.

Eine weitere nationale Zusammenarbeit fand zwischen dem PSI und dem Universitätsspital Zürich statt. Gemessen wurde ein Abwasser der Universität auf ¹³¹I, welches dort zur Schilddrüsenherapie verwendet wird. Das PSI meldete dem Universitätsspital ein Resultat von 286 Bq/l, am Universitätsspital wurden zum Referenzzeitpunkt 288 Bq/l gemessen. Die Resultate stimmen somit innerhalb von 1 % überein.

Internationale Zusammenarbeit

Eine internationale Zusammenarbeit kam zwischen dem PSI, der EAWAG und der Ohio State University, Columbus, USA, zustande. Die Forschergruppe aus den USA beschäftigt sich intensiv mit der Paleoklimatologie mit Isotopenmessungen an Eisbohrkernen. Untersucht wurde kürzlich der Naimona'nyi Gletscher im Himalaya (Tibet). An diesen Eisbohrkernen konnte die Ohio State

Isotop	Resultat PSI [Bq/kg]	Labormittelwert [Bq/kg]	PSI/Labormittelwert
⁴⁰ K	3200 ± 300	3150 ± 250	1.02
¹³⁷ Cs	11 ± 3	11 ± 2	1.00

Tabelle 1: Ergebnisse der Vergleichsmessung IRA-Ringvergleich 2008: Gammastrahler in Flugasche: Messergebnis PSI (Unsicherheit: 2 σ) und PSI/Labormittelwert

University keine jüngeren markanten Horizonte wie z.B. Tritium in den Schichten von 1958–1965 finden. Auch konnten keine weiteren Radioisotope von Aerosol-Bombenausfall aus dieser Zeit mit dem Peakmaximum von 1963 nachgewiesen werden. Die Befürchtung war nun, dass aufgrund der Klimaerwärmung die obersten 50 Jahre abgeschmolzen waren. Dies konnte das PSI mit Hilfe von sehr präzisen «Excess» ^{210}Pb -Profildatierungen klar beweisen: Die oberste Eisschicht wurde auf das Jahr 1947 datiert und für die darunter liegenden Schichten

ergaben sich kontinuierlich ältere Ablagerungsalter. Das Eisprofil konnte sich bis zum Jahr 1870 herunterdatieren lassen; in noch tieferen Schichten war ^{210}Pb praktisch komplett zerfallen (Chronometer anwendbar bis zu einem Zerfall von 6 Halbwertszeiten von ^{210}Pb , HWZ = 22 Jahre). Das Ergebnis dieser Studie wurde sofort veröffentlicht [6] und in der Dezemberausgabe 2008 der Zeitschrift Nature als *Research Highlight* publiziert [7]. Die Ergebnisse der internationalen Vergleichsmessungen sind im Folgenden aufgelistet.

Commissariat Energie Atomique (CEA, Paris) PROCORAD-Ringvergleich Aktiniden in Stuhlasche 2008: $^{238,234}\text{U}$, $^{238,239}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{244}Cm

(PSI Lab Code Nr. 042). Generell lässt sich bemerken, dass die PSI-Resultate etwas unter den Sollwerten liegen, was insbesondere für Probe B gilt. Dies liegt sehr wahrscheinlich daran, dass diese Probe auch unter Rückfluss nicht komplett gelöst werden konnte, wodurch

die zugesetzten Tracer und Aktiniden in der Probe nicht vollständig equilibrieren konnten. Die Übereinstimmung für Uran ist besser, weil dieses Element als hexavalentes Uranyl-Anion sehr gut löslich ist und aus dem Rückstand mit höherer Ausbeute herausgeleacht wurde.

Probe	^{234}U [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	^{238}U [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	^{239}Pu [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	^{241}Am [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	^{244}Cm [mBq/g]	PSI / Lab.-M.
A	27 ± 3	0.99	25 ± 3	0.99	13.9 ± 1.5	0.99	< 1		9.5 ± 1.5	0.86
B	26 ± 3	0.93	23 ± 2	0.91	< 1		19.8 ± 3.0	0.89	31.1 ± 4.4	0.80
C	26 ± 3	0.96	23 ± 2	0.98	< 1		< 1		< 1	

Tabelle 2: Aktiniden in Stuhlasche: PSI-Resultate und Vergleich mit den Labor-Mittelwerten

Probe	^{239}Pu [mBq/g]	PSI / Referenzwert	^{241}Am [mBq/g]	PSI / Referenzwert	^{244}Cm [mBq/g]	PSI / Referenz
A	14.4 ± 0.9	0.97	< 1		10.8 ± 0.7	0.88
B	< 1		22.2 ± 1.1	0.89	43.1 ± 2.6	0.72
C	< 1		< 1		< 1	

Tabelle 3: Aktiniden in Stuhlasche: Referenzwerte und Vergleich PSI/Referenzwerte (Messunsicherheiten 2σ)

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS-Berlin), Gamma-Strahler und ⁸⁹Sr/⁹⁰Sr in Reaktorwasser 2008

(PSI Lab. Code Nr. 34): Für beide Wasserproben ergab sich durchwegs eine zufrieden stellende Übereinstimmung sowohl mit den Sollwerten wie auch den Labor-mittelwerten.

²² Na [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	⁵⁷ Co [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	⁶⁰ Co [Bq/l]	PSI / Lab.-M.	PSI / Ref.			
10.1 ± 1.0	1.04	0.96	18 ± 1	0.98	0.97	9.4 ± 0.9	1.02	1.01			
¹³⁴ Cs [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	¹³⁷ Cs [Bq/l]	PSI / Lab.-M.	PSI / Ref.	⁸⁹ Sr [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	⁹⁰ Sr [Bq/l]	PSI / Lab.-M.	PSI / Ref.
13.8 ± 0.9	1.03	0.97	9.1 ± 0.5	0.99	0.98	5.5 ± 1.1	0.90	0.90	4.4 ± 0.4	1.05	1.00

Tabelle 4: A: Synthetisches Wasser: Vergleichbarkeit mit Labor-Mittelwerten und PTB-Referenzwerten (Messunsicherheiten 2 σ)

²² Na [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.	⁹⁰ Sr [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.
0.42 ± 0.6	1.04	5.5 ± 0.5	1.01	0.27 ± 0.05	0.93	6.7 ± 0.6	1.01	0.46 ± 0.04	1.05

Tabelle 5: Reaktorwasser: Vergleichbarkeit mit Labor-Mittelwerten (Messunsicherheiten 2 σ)

Max Rubner Institut: Bundesforschungsinstitut für Ernährung und Lebensmittel (Kiel), Radionuklide in Frischmilch 2008

(PSI Lab. Code Nr. 104): Das gewählte Verfahren (Gefriertrocknung und radiochemische Trennung mit einem Kronenether) ergab eine sehr gute Übereinstimmung aller Radionuklide mit den Referenz- und Labormittelwerten. Für 2 der 6 zu bestimmenden Radioisotope (⁸⁹Sr und ¹³¹I) erzielte das PSI den besten z-Score unter den 120 Teilnehmern.

⁴⁰ K [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	⁸⁹ Sr [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	⁹⁰ Sr [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.
48 ± 4	0.94	0.96	19.5 ± 2.0	1.04	1.01	4.4 ± 0.5	0.98	0.92
¹³⁴ Cs [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	¹³⁷ Cs [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	¹³¹ I [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.
17.3 ± 1.2	1.00	0.95	4.8 ± 0.4	1.00	0.98	272 ± 15	1.01	1.00

Tabelle 6: Radionuklide in Milch 2008: Vergleich mit Referenz- sowie Labor-Mittelwerten (Messunsicherheiten 2 σ)

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS-Berlin), Aktiniden in Stuhlasche 2007

(PSI Lab. Code Nr. 10): Es stellte sich heraus, dass die vom Veranstalter zugesetzten Radioisotope in Probe A heterogen verteilt waren (Analyse von 2 Aliquots gab sehr unterschiedliche Ergebnisse), während der Tracer in Probe B homogen vorlag. Neben den zu bestimmenden, zuge-

setzten Isotopen ^{239}Pu und ^{241}Am wurden auch natürlich vorkommende Isotope von Uran (^{234}U , ^{238}U) analysiert. Die Mittelwerte aus den Einzelmessungen stimmten innerhalb der Messunsicherheiten mit den Referenzwerten sowie den Mittelwerten aller Teilnehmer überein.

Probe	^{234}U [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	^{238}U [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	^{239}Pu [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.	^{241}Am [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	PSI / Ref.
A	34 ± 3	0.99	19 ± 3	1.06	26 ± 2	1.04	0.97	26 ± 3	0.89	0.89
B	33 ± 3	0.97	17 ± 2	0.94	55 ± 3	1.03	0.94	52 ± 5	0.90	0.88

Tabelle 7: Aktiniden in Stuhlasche: PSI-Resultate und Vergleich mit Referenz- sowie Labor-Mittelwerten (Messunsicherheiten 2σ)

Bewertung 2008 und Ausblick 2009

Für das Thema 08/1 konnte gezeigt werden, dass der Aufschluss nach Croudace et al. [1] für Am und Pu zwar sehr gut funktionierte, allerdings auf die Problemstellung Trennung von Sr und Ba nicht zur Zufriedenheit angewandt werden konnte. Deswegen wurde ein Na_2CO_3 -Aufschluss gewählt, der dann aufzeigte, dass SrSO_4 in den Proben vorhanden war, welches zu höheren ^{90}Sr -Aktivitätskonzentrationen führte als mittels der Mikrowellen-Aufschlussmethode ursprünglich gemessen werden konnte. Diese Methode wird auch 2009 noch an den neu erhobenen 5 RHB-Schlammproben angewandt.

Das neu getestete DGA-Resin, welches im Thema 08/2 vorgestellt wurde, hat sich sehr gut bewährt für die Am-Ausbeuten aus Bodenproben der Umgebungsüberwachung. Die neu etablierte Trennmethode wurde in einer Arbeitsvorschrift festgehalten (AARA46.doc) und bereits in das QM-System aufgenommen. Die AARA46 wird auch 2009 auf die neuen Bodenproben angewandt.

Die Evaluation massenspektrometrischer Verfahren, anstelle von α -Spektrometrie (Thema 08/03), hat klar gezeigt, dass für die vorliegende Untersuchung nur der Zeitfaktor eine grosse Rolle spielt. Da auch für 2009 bereits wieder eine Zusammenarbeit mit dem Labor Spiez geplant ist, wird diese Evaluation abgeschlossen. Für 2009 ist geplant, die ^{241}Pu -Bestimmung über Flüssig-Szintillation zu etablieren, basierend auf der Bestimmung von ^{241}Pu , ^{239}Pu und ^{240}Pu mittels ICP-MS an den neuen 5 RHB-Schlammproben.

Publikationen

Zum Thema 07/02 (Entwicklung Analyseverfahren für Radionuklide in Abwasser-Schlammprobe (z.B. PSI Rückhaltebecken)) wurde an der internationalen LSC2008-Tagung im Mai 2008 in Davos ein Poster präsentiert: *Fast method for ^{55}Fe and ^{63}Ni determination by LSC in radioactive waste*. Die Publikation [3] befindet sich im Review-Prozess. Ebenfalls wurde eine Arbeitsanweisung AA-RA48 (^{63}Ni , ^{60}Co und ^{55}Fe Trennung aus Schlammproben) erstellt und in das QM-System aufgenommen. Zum Thema 08/1 wurde an der ICRM-LLRMT Tagung im September 2008 die Arbeit – Separation of ^{90}Sr from radioactive waste matrices – Microwave versus fusion decomposition – an der PTB in Braunschweig mit einem Vortrag vorgestellt und die Publikation [2] für den Sonderband im Journal: Applied Radiation and Isotopes bereits akzeptiert.

Referenzen

- [1] I. Croudace, P. Warwick, R. Taylor and S. Dee (2001): Rapid procedure for plutonium and uranium determination in soils using a borate fusion followed by ion-exchange and extraction chromatography, *Analytica Chimica Acta* 371, 217-225.
- [2] M. Jäggi and J. Eikenberg: Separation of ^{90}Sr from radioactive waste matrices – Micro-wave versus fusion decomposition, *Applied Radiation and Isotopes*, accepted.

- [3] *M. Jäggi, M. Rütli and J. Eikenberg*: Fast method for ^{55}Fe and ^{63}Ni determination by LSC in radioactive waste, in Proceedings of the 2008 International Liquid Scintillation Conference Davos, Switzerland, 25–30 May, Radiocarbon, under review.
- [4] *J. Eikenberg, H. Beer, M. Rütli, I. Zumsteg and A. Vetter (2007)*: Precise determination of ^{89}Sr and $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ in various matrices: the LSC 3-window approach, In: Chalupnik, S., Schönhofer, F., Noakes, J. (Eds.), LSC 2005 Advances in Liquid Scintillation Spectrometry, Tucson: Radiocarbon, pp. 237–249.
- [5] *A. Fabbriozio, M. Schmidt, D. Guenther and J. Eikenberg (2008)*: Experimental determination of Radium partitioning between Leucite and Phonolite melt and ^{226}Ra disequilibrium crystallization ages of Leucite: *Chemical Geology*, 255, 377–387.
- [6] *N. Kehrwald, L. Thompson, Y. Tandong, E. Mosley-Thompson, U. Schotterer, J. Beer, J. Eikenberg and M. Davis (2008)*: Mass loss on Himalayan glacier endangers water resources: *Geophysical Research Letters*, Vol 35, No 22.
- [7] *N. Kehrwald, L. Thompson, Y. Tandong, E. Mosley-Thompson, U. Schotterer, J. Beer, J. Eikenberg and M. Davis (2008)*: *Nature*, Vol. 456: Article number 678: Research High Light: Climate Change: Climate Fallout.

ARTIST – Aerosol Trapping in the Steam Generator

Author and Co-author(s)	Lind, Terttaliisa; Suckow, Detlef; Dehbi, Abdel; Güntay, Salih
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 PSI Villigen
Tel., E-mail, Internet address	+41 56 310 2111, Terttaliisa.Lind@psi.ch; www.psi.ch

ABSTRACT

Based on the need for aerosol and droplet retention data during a Steam Generator Tube Rupture (SGTR) accident, Paul Scherrer Institut (PSI) has established an international cost share project called Aerosol Trapping In a Steam Generator (ARTIST). The project allowed the gathering of data both at the separate effect and integral levels, as well as simulation of selected accident management procedures. The international collaboration project ARTIST was started in 2002 to perform SGTR-related tests in the ARTIST facility and continued until the end of 2007. A dozen project partners participated in the project not only by financial contributions but by contributing in the area of model development and simulations as well as by performing accompanying dedicated separate effect experimental investigations. The project was constructed in seven distinct phases depending on the underlying set of key phenomena depending on in which part of the Steam Generator they occur.

Phase I: Aerosol retention in steam generator (SG) tubes under dry conditions. Particle size had a significant effect on retention with very low concentration. With high particle concentrations (60 mg/Nm³ and more), the retention in the tube was found to be dynamic with high retention periods, and periods with resuspension of the deposits. Limited steam condensation increased the retention significantly.

Phase II: Aerosol retention in the break vicinity under dry conditions. The break stage showed high potential for aerosol retention. The particle size had a significant effect on retention in the break stage.

Phase III: Aerosol retention in the bundle far from the break, under dry conditions. Retention in the far field was found to be small. Particle deposition was mainly taking place on the support plates by impaction and turbulent deposition, and uniformly as a very thin layer on the tube surfaces.

Phase IV: Aerosol retention in the separator and dryer under dry conditions. Decontamination factor (DF) in the separator and dryer was found to be relatively constant throughout the test. No significant difference in DF in tests with only separator, and with both separator and dryer was measured. The flow rate had only a small effect on the overall retention.

Phase V: Aerosol retention in the bundle section under flooded pool conditions. The decontamination factors were very high in the two tests conducted, DF being higher with the low flow rate. The scrubbing was more effective for the low flow rate test due to higher gas residence times in the pool.

Phase VI: Droplet retention in separator and dryer sections under dry conditions. Droplet retention in the separator and dryer increased with increasing droplet size and with decreasing carrier gas mass flow rate. The trend was similar for the retention in the swirl vane. The droplet retention in the upper part of the droplet separator was smaller than in the swirl vane, and relatively independent of the droplet size or carrier gas mass flow rate.

Phase VII: Integral mock-up tests. The results of the tests in integral mock-up facility were consistent with the results of separate effect tests. They showed that in dry conditions, major part of the retention took place in the vicinity of the break.

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 (Güntay et al., 2001). 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. Although probabilistic safety assessments (PSA) typically take little or no account of any retention of fission products in the secondary side (USNRC, 1990), the complex geometry of the tube bank, support plates, separators and dryers provides a large surface area on which fission products may be trapped. The presence of liquid water in the SG bundle may further augment the retention. However, the processes that control the retention are complex and there are no reliable models or empirical data with which to perform assessments.

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), Figures 1 and 2, which allows the gathering of data both at the separate effect and integral levels, as well as simulation of selected accident management procedures (Güntay et al., 1999; Güntay et al., 2002; Güntay, 2004). 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); however, accident situations relating to PWR's of other design and power rating can readily be investigated. The main concern for scaling the ARTIST facility was to build a model which conserves the essential thermal-hydraulic and aerosol parameters, provides flexibility to represent a range of plant conditions, while at the same time remain within the constraints imposed by the experimental resources of PSI.

An international collaboration project ARTIST was started in 2002 to perform SGTR-related tests in the ARTIST facility. After review of the available data and models, it was decided that several open issues warranted further investigation in the framework of the ARTIST project. The consortium project ran until the end of 2007. Seven distinct phases were included in the test program:

Phase I: Aerosol retention in SG tubes under dry conditions. In this phase, in-tube aerosol deposition/resuspension was studied under high velocity conditions (up to 300 m/s). Tube length, bend curvature, and aerosol type, size and concentration were varied.

Phase II: Aerosol retention in the break vicinity under dry conditions. Aerosol deposition/resuspension at very high velocities was addressed. The break gas flow rate as well as the aerosol size and material were varied.

Phase III: Aerosol retention in the bundle far from the break, under dry conditions. Aerosol deposition in the developed flow conditions was studied at relatively small velocities (less than 1 m/s) in the area where the flow had evened out across the secondary side flow area. The gas flow rate, particle size and the length of the test section tubes were varied.

Phase IV: Aerosol retention in the separator and dryer under dry conditions. This phase studied aerosol impaction and interception due to complex 3D flows in the upper components of the SG. The gas flow rate was varied.

Phase V: Aerosol retention in the bundle section under flooded pool conditions. This phase investigated condensation-induced aerosol scrubbing by the SG water pool as well as inertial impaction upon the structures. The break flow rate and pool submergence were varied. For accident management purposes, water injection in the dry secondary side is an option in order to quench the hot structures and provide a pool where the incoming aerosols can be scrubbed. Aerosols are scrubbed in the water pool mainly through inertial impaction and diffusiophoresis (condensation) in the vicinity of the break. Away from the break, the remaining gas breaks up in smaller bubbles that rise in the pool, and periodically squirt out of the support plate narrow constrictions. In this latter phase, removal of aerosol is mainly due to centrifugal impaction and gravitational settling during bubble rise.

Phase VI: Droplet retention in separator and dryer sections under dry conditions. This phase dealt 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. Air-liquid nozzles that create droplets with prototypical diameters were used (Dehbi et al., 2001a,b). Carrier gas flow rates and droplet sizes were varied to match prototypical Stokes numbers.

Phase VII: Integral mock-up tests. The seventh set of experiments was integral in nature and was focused on

aerosol retention in the whole model steam generator. The conditions of the tests were determined based on insight gained from the results of the other phases, and different particle materials and sizes were used in the tests.

Dedicated experimental facilities for each of these phases were designed and built. In addition to these experimental facilities many systems were developed: sophisticated aerosol and thermal-hydraulic measurement and data acquisition systems, process control and visualization system, aerosol generation systems, calibration and test/development systems for advanced aerosol/droplet generation techniques.

Work Carried Out and Results Obtained

In total, 42 aerosol tests were carried out in the ARTIST program. In addition, extensive testing was conducted with the droplet facility. In the following, the main results are presented for each phase of the program.

Phase I: 14 tests were conducted in Phase-I, in-tube retention. The first in-tube retention tests were carried out by inserting a single tube into the ARTIST mock-up facility. After the first three tests, a dedicated single-tube test facility was constructed. All the rest of the test program was conducted in the dedicated single-tube test facility. The facility consisted of an inlet section with gas feed, aerosol generation, mixing volume (mixing chamber) for mixing aerosol and the main gas flow, inlet aerosol measurement section, tube reduction, test tube, expansion, and an outlet aerosol measurement section. Four different tube geometries were used in the tests: i) straight, 9 m long tube, ii) 19.0 m long U-tube with a 83 mm bend curvature, iii) 19.8 m long U-tube with a 384 mm bend curvature, and iv) 5.3 m long tube with 4.7 m long straight section. Tests were carried out at dry conditions with pure, non-condensable gas, except for one test, in which a small fraction of steam was added to primarily reduce the particle bounce and resuspension from the tube walls. In the tests, we used four different aerosol materials, different particle sizes (aerodynamic mass median diameter AMMD = 0.4 μm – 5 μm), both spherical and agglomerate particles, Figures 3 and 4, and different particle concentrations.

Particle size had a significant effect on retention with very low concentration. Small particles (AMMD = 0.42 μm – 0.76 μm) were retained more efficiently than larger particles (AMMD = 1.4 μm). Increasing particle

concentration increased retention for AMMD = 1.4 μm particles. With high particle concentrations (60 mg/Nm³ and more), the retention in the tube was found to be dynamic with high retention periods, and periods with resuspension of the deposits, Figure 5. Limited steam condensation increased the retention significantly. Agglomerate TiO₂ particles showed break-up in the tube.

Phase II: 9 tests were conducted in Phase-II, Retention in the break stage. The first two break stage tests were scoping tests carried out in the lower part of the ARTIST mock-up bundle. The aim of the scoping tests was to identify the main retention processes, as well as to determine the influence of the test conditions on them. In the scoping tests, it was noticed that aerosol measurements could not be carried out accurately by sampling from inside the tube bundle. Therefore, a dedicated break stage test facility was constructed. All the rest of the test program was conducted in the dedicated break stage test facility. The facility consisted of an inlet section with gas feed, aerosol generation, mixing chamber for mixing aerosol and the main gas flow, inlet aerosol measurement section, break stage test section, collector, and an outlet aerosol measurement section. All the tests were conducted with a Guillotine type break, and in dry conditions. In the tests, we used two different aerosol materials, different particle sizes (AMMD = 0.76 – 3.7 μm), both spherical and agglomerate particles, and different particle concentrations.

The break stage showed high potential for aerosol retention. The particle size had a significant effect on retention in the break stage, Figure 6. Large particles (AMMD = 3.7 μm) were retained more efficiently than smaller particles (AMMD = 1.4 μm and 0.76 μm). Increasing particle concentration during the test seemed to increase retention for AMMD = 3.7 μm particles. With constant aerosol concentration, retention was relatively constant with time, even in the long test that lasted for 12 hours, Figure 7. Agglomerate TiO₂ particles showed significant break-up in the break stage.

Phase III: Eight tests were conducted in Phase-III for retention in the far field. All the tests were carried out in dry conditions. Two first tests were scoping tests conducted in the ARTIST mock-up bundle with TiO₂ agglomerate aerosol with two different flow rates, 50 and 200 kg/h. All the other tests were carried out in the dedicated far field test facility. In these tests, spherical SiO₂ particles were used as aerosol material. Two different flow rates were used in the dedicated far field facility, 33 and 105 kg/h. 33 kg/h corresponds to the gas velocity during SGTR incident in a real steam generator when one tube

is broken. 105 kg/h corresponds to the gas velocity in the far field during the ARTIST Phase-VII, integral mock-up facility tests. In the dedicated far field facility, 5 tests were performed with one far field stage, and one test with two far field stages. All the tests were carried out at atmospheric pressure at the test section inlet. Retention in the far field was found to be small. Particle deposition was mainly taking place on the support plates by impaction and turbulent deposition, and uniformly as a very thin layer on the tube surfaces, Figure 8. In the tests with low flow rate of 33 kg/h and spherical

SiO₂ particles with an AMMD of 3.7 μm, it was seen that towards the end of the test, SiO₂ particles carried a high electrical charge when entering the test section. At the same time, the retention in the far field increased. The increase in DF was presumed to be caused by the electrical charge of the particles. To eliminate the effect of electrical particle charge on the decontamination factor, one test (one far field stage, AMMD = 3.7 μm, 33 kg/h), was carried out in which the particles were neutralized before they entered the test facility. In this test, the decontamination factor was constant with time.



Fig. 1: ARTIST facility (picture: ARTIST project).

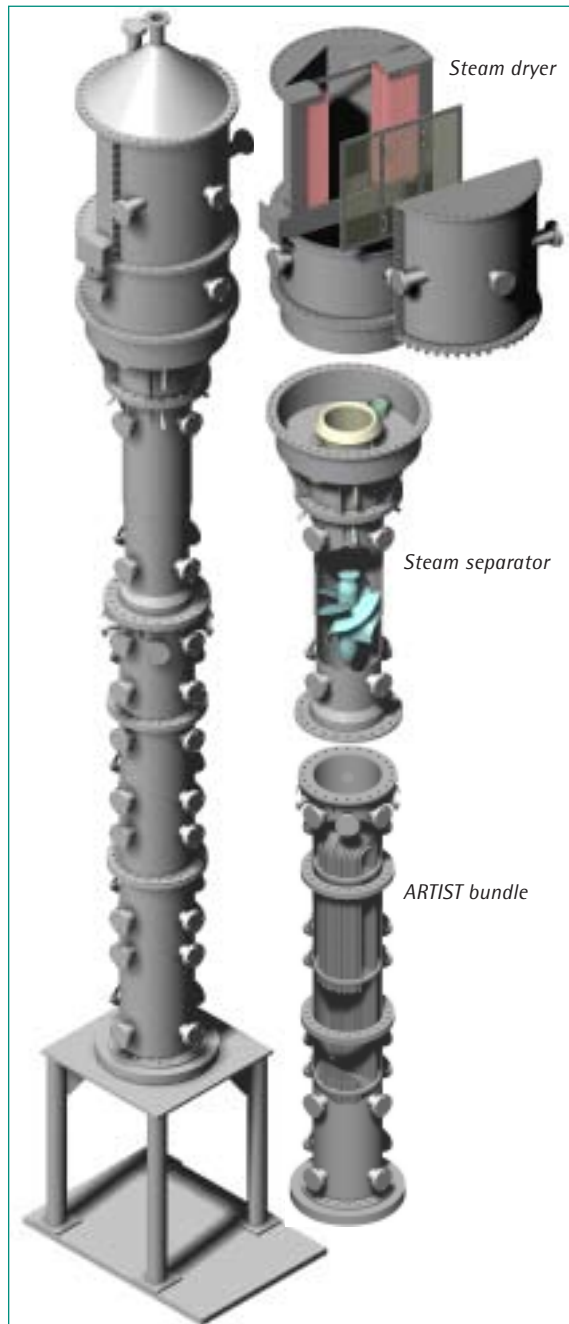


Fig. 2: ARTIST integral mock-up facility (picture: ARTIST project)

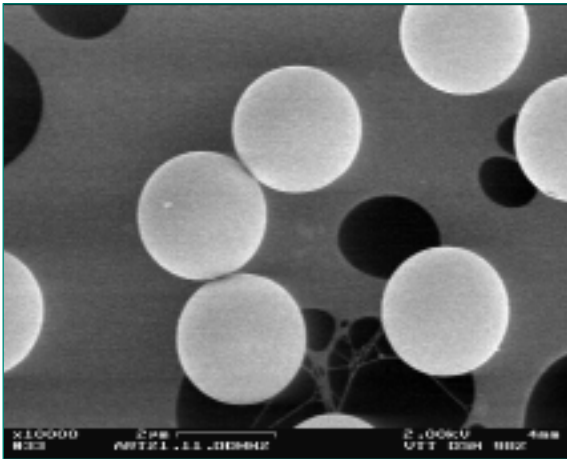


Fig. 3: Spherical, monodisperse SiO₂ particles used in ARTIST tests (picture: Lind et al., 2008).

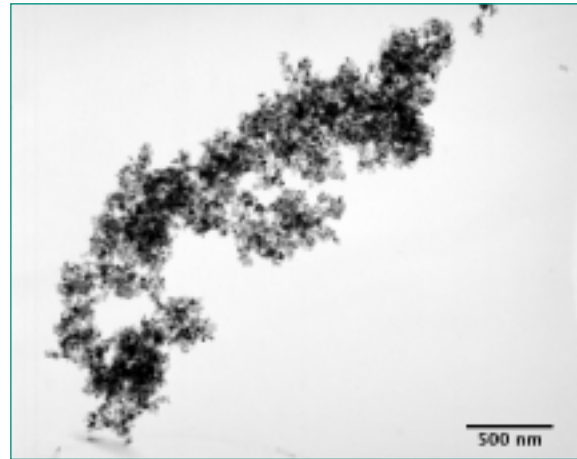


Fig. 4: Agglomerate TiO₂ particles used in ARTIST tests (picture: Lind et al., 2008).

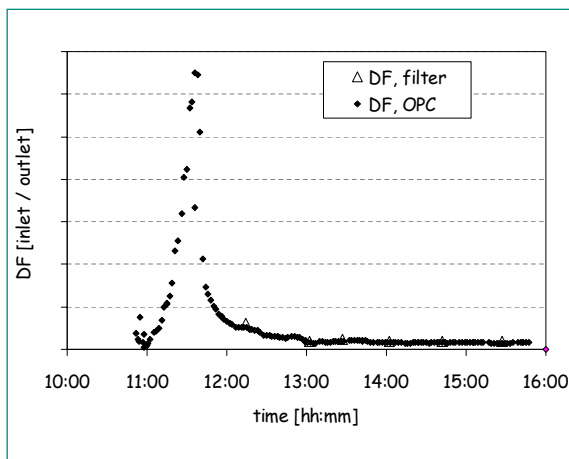


Fig. 5: Decontamination factor in the single tube in the test with high concentration of spherical SiO₂ particles was dynamic with time (picture: Lind et al., 2008).

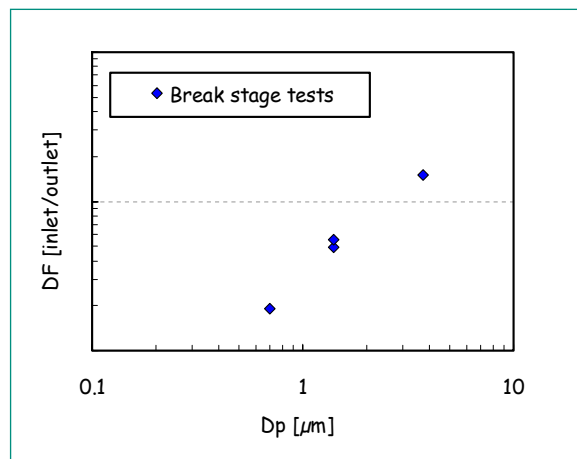


Fig. 6: Decontamination factor in the break vicinity (Phase II) increased with increasing particle size (picture: Lind et al., 2008).

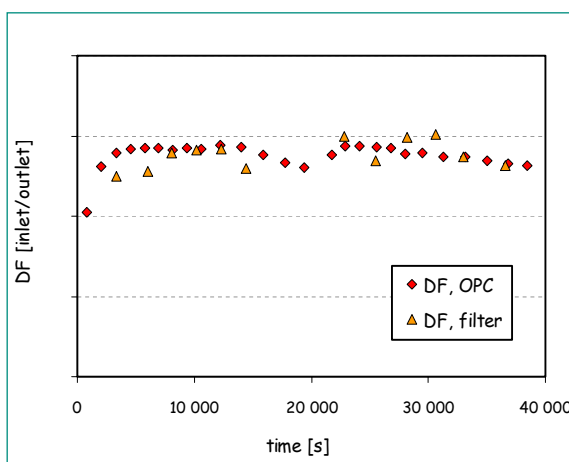


Fig. 7: Decontamination factor in the break vicinity (Phase II) was constant in time with constant aerosol mass concentration (Picture: ARTIST project).

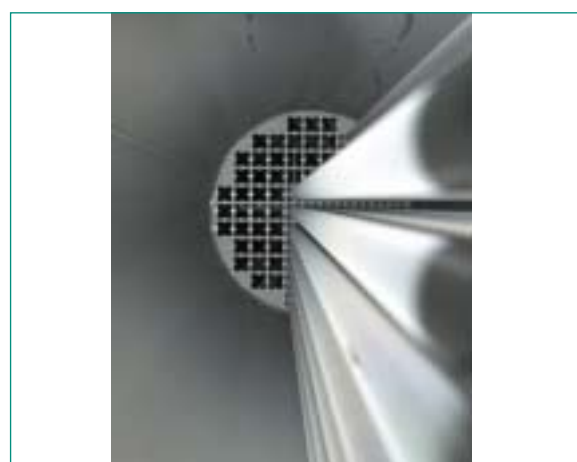


Fig. 8: A photograph of the ARTIST far field facility after a test with SiO₂ aerosol particles showing a thin layer of particle deposit on the tube and shroud surfaces (picture: Lind et al., 2008).

Phase IV: Five tests were conducted in Phase-IV for retention in the separator and dryer. Because of the swirl imparted to the gas in the separator, and the zigzag geometry of the dryer panels in the dryer unit, aerosol retention is predominantly due to inertial impaction and some interception (especially in the dryer unit). The break flow is conjectured to go either entirely through a single separator and dryer, or split evenly among the numerous separator pipes. Therefore a large variation in the carrier gas flow rate (100 and 650 kg/h) was performed in order to address these two extreme conditions. To characterize the influence of each sub-component, two tests were performed with only the separator unit to isolate the separator retention behavior from the dryer unit. All the other three tests were carried out with both the separator and dryer. The boundary conditions were identical for the two test set-ups. All the tests were carried out at dry conditions. First four tests were conducted with agglomerate TiO₂ particles delivered by Nanophase. Two different flow rates were used, 100 and 650 kg/h. Two separator and dryer tests were carried out using TiO₂ particles and low (100 kg/h) and high (650 kg/h) flow rates, and the last test with spherical SiO₂ particles (AMMD = 3.7 μm) using an intermediate flow rate of 360 kg/h.

Decontamination factor in the separator and dryer was found to be relatively constant throughout the test. No significant difference in DF in tests with only the separator, and with both separator and dryer was measured. The flow rate had only a small effect on the overall retention. Decontamination factor was smaller with spherical SiO₂ particles than with TiO₂ agglomerates.

Phase V: In the ARTIST Phase V, retention in the flooded bundle, two tests were conducted under cold conditions to investigate decontamination due to inertial removal mechanisms. The first test was conducted with a high N₂ carrier gas flow rate of 645 kg/h, which is typical of a choked break flow at 5 bar primary pressure. The second test was conducted with an N₂ carrier gas flow rate of 45 kg/h, which reproduced the low velocities far from the break stage. Both tests were planned with a water level of 3.8 m above the tube sheet, i.e. the water covering the U-bend section. Preliminary testing showed that with a high mass flow rate of 645 kg/h, water droplets were carried away to the measurement piping above the bundle and nearly blocked it. A reduction of the water level to 3.2 m (just below the top-most support plate) eliminated the problem. The test with the low mass flow rate of 45 kg/h was carried out according to the plan with a submergence of 3.8 m. The break was

of the axis-symmetric type (guillotine break), with an open area equivalent to one tube diameter, and was located close to the center of the bundle, 248 mm above the tube sheet. TiO₂ aerosol with AMMD in the range of 3–4 μm and Geometric Standard Deviation (GSD) about 2–3 was used. The decontamination factors were very high in both tests, DF being higher with the low flow rate. The scrubbing was more effective for the low flow rate test due to higher gas residence times in the pool.

Phase VI: Phase VI of the ARTIST program dealt with the potential for «primary by-pass» whereby a break at the top of the tube bundle causes generation of fine primary liquid droplets as a result of primary coolant flashing. The droplets could be partly retained by the separator and the dryer units, and partly might find their way to the environment through the safety valve during the time period between the start of the event until the operators are able to depressurize the primary system to stop the flow into the secondary side. Since droplets contain dissolved activity, quantification of their potential retention in the secondary side determines the radiological consequences of a tube rupture accident.

The droplet transport through the separator and dryer are determined by the droplet size and the velocity field in these units. Therefore, extensive velocity measurements were performed with a laser-Doppler anemometer (LDA) at different test section locations. The droplets for the experiments were generated with a two-fluid, air-assist, full-cone spraying nozzle. The droplet carrier gas mass flow rate ranged from 50 to 800 kg/h.

For the droplet retention tests, a known mass of Di-Ethyl-Hexyl-Sebacat (DEHS) simulating water droplets was injected with a spraying nozzle at the bottom of the test section. The retention in the swirl vane unit, the upper section of the droplet separator, and the dryer occurs by droplet impingement on surfaces. The impinged droplets create a downward flowing film. Two series of tests were conducted. In the first series, the droplet retention was measured by collecting this film for each component separately during the experiments, and for additional 10 h after the tests, into buckets. Retention in the test section was determined based on the mass collected. Additional data were obtained in the second test series by local droplet size measurements with a phase-Doppler anemometry system (PDA).

The results showed that droplet retention in the separator and dryer increased with increasing droplet size and with decreasing carrier gas mass flow rate. The trend was similar for the retention in the swirl vane. The droplet retention in the upper part of the droplet separator

was smaller than in the swirl vane, and relatively independent of the droplet size or carrier gas mass flow rate. Droplet retention in the dryer was very small.

Phase VII: The ARTIST integral mock-up test facility was constructed for investigation of the aerosol retention in the secondary side of the steam generator during an SGTR incident. It consists of a tube bundle with a diameter of 0.57 m and height of 3.8 m and with a tube bend section at the top. The bundle has 276 tubes that have an outer diameter of 19.05 mm and arrayed in the tube sheet with a pitch of 27.84 mm. The facility has one steam separator and one dryer scaled 1:1. The test facility has been designed to enable the use of different gas mixtures, aerosol feed by different methods, and aerosol measurements at the inlet and outlet of the facility, as well as between different components of the test section.

Three tests were conducted in Phase VII for retention in the integral mock-up facility. The tests were conducted in dry conditions with three different aerosol particle types. First test was conducted using TiO₂ agglomerate particles (delivered by Degussa) as the aerosol material. Two subsequent tests were carried out with spherical SiO₂ particles, one with AMMD = 1.4 μm, the other with AMMD = 3.7 μm. The mass flow rate was an intermediate flow of 360 kg/h corresponding to a break in one steam generator tube. The main aim of the integral tests was to verify the consistency of the separate effect test data from Phases I to IV.

The decontamination factor (DF) was found to depend on the particle size. For spherical SiO₂ particles, DF was significantly higher for particles with AMMD = 3.7 μm than for particles with AMMD = 1.4 μm. The results were consistent with the results from separate effect tests. They showed that in dry conditions, major part of retention took place in the vicinity of the break.

TiO₂ agglomerates had an approximate AMMD = 3 μm at the test facility inlet. The particles deagglomerated into smaller particles in the bundle section before the second aerosol measurement location at the bundle outlet. After this, the particle size did not change in the separator and dryer, and the particle AMMD at the bundle outlet was the same as at the test facility outlet, approximately 0.7 μm. The spherical particles did not break up in the facility.

National Cooperation

This work was carried out as an international collaboration program ARTIST. Swiss nuclear power plants Beznau and Gösgen, as well as HSK (presently 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

The following international organizations were partners in the ARTIST program: AVN (Belgium), CIEMAT (Spain), CSN (Spain), HSE (UK), IRSN (France), JNES (Japan), Ringhals (Sweden), SKI (Sweden), UPM (Spain), US NRC (USA), US SNL (USA), University of Newcastle (UK), VTT (Finland). These organizations co-funded the ARTIST project as well as provided technical contributions in form of model development, simulations, performing separate effect tests and providing aerosol instruments as well as technical services.

PSI is the coordinator of the project as well as the operating agent for conduction of the ARTIST tests.

Four PhD theses and two MSc theses have been made in support of ARTIST program at universities in Belgium, Spain, UK, USA and Finland.

Assessment 2008 and Perspectives for 2009

The ARTIST program was completed 31.12.2007. Experimental data on aerosol and droplet retention in the steam generator tube rupture event were provided to the partners as planned and as approved by the program review committee. The 6th and the last program review committee meeting took place on January 23–25, 2008. The reporting from the PSI side as well as from the partners was completed in 2008. Partner contributions were conducted and reported as planned.

A follow-up international collaboration program ARTIST 2 was proposed on the merits of the ARTIST project and discussed with the partners in the last two years of the ARTIST project. The ARTIST 2 project with the same and additional partners has started on 1.9.2008. The kick-off meeting of the project will take place on January 26–27, 2009, to discuss and finalize the experimental program as well as the partner contributions. The rest of the year will be devoted to conduct the tests to be agreed upon by the project review committee.

Some publications on the ARTIST program

- *S. Guentay, A. Dehbi, J. Birchley, D. Suckow*
ARTIST: AeRosol Trapping In a STeam generator Project
Introduction of the Project, Scaling and Preliminary Instrumentation
PSI Internal Report, September 1999.
- *S. Guentay, J. Birchley, D. Suckow, A. Dehbi*
AeRosol Trapping In STeam generator (ARTIST), an Investigation of Aerosol and Iodine Behaviour in the Secondary Side of a Steam Generator the Secondary Side of a Steam Generator
27. Water Reactor Safety Information Meeting, 25–27 October 1999, Bethesda, USA.
- *S. Guentay, J. Birchley, D. Suckow, A. Dehbi*
Aerosol Trapping in Steam Generator (ARTIST): an Investigation of Aerosol and Iodine Behaviour in the Secondary Side of a Steam Generator
PSI Annual Report 1999, Volume 4, ISSN 1423-7334, March 2000.
- *S. Guentay, J. Birchley, D. Suckow, A. Dehbi*
AeRosol Trapping In STeam generator (ARTIST), an Investigation of Aerosol and Iodine Behaviour in the Secondary Side of a Steam Generator the Secondary Side of a Steam Generator
ICONE-8703, Proceedings of ICONE 8, April 2–6, 2000, Baltimore, MD USA.
- *S. Guentay, A. Dehbi, D. Suckow, J. Birchley*
Accident Management Issues with the ARTIST Project, OECD Workshop on Implementation of Severe Accident Management Measures, Proceeding of the OECD Workshop, September 10–13, 2001, NEA/CSNI/R(2001)20, PSI Annual Report Nr. 01–15.
- *S. Guentay, A. Dehbi, D. Suckow, J. Birchley*
ARTIST: A Cooperative Safety Project to Study Fission Product Retention in a Ruptured Steam Generator, EUROSAFE October 2001, Paris, France.
- *A. Dehbi¹, K.F. Knasiak², D. Suckow¹ and S. Guentay¹*
Drop Size Measurements Using Two Different Optical Devices
¹ Laboratory for Thermal-Hydraulics, Paul Scherrer Institut, Villigen 5232, Switzerland.
² Spraying Systems Co., Weaton, IL, USA.
- *A. Dehbi, S. Guentay, D. Suckow*
Test Matrix for the ARTIST International Consortium Project Experiments
PSI TM42-02-04/ARTIST-07-02, May 2002.
- *A. Dehbi, S. Guentay*
Proposed Technical Contributions in the ARTIST Consortium Experiments
PSI TM42-02-15/ARTIST-09-02, August 2002.
- *S. Guentay, A. Dehbi, D. Suckow, J. Birchley*
The PSI ARTIST Project: Aerosol Retention and Accident Management Issues Following a Steam Generator Tube Rupture
ICONE-2208, Proceedings of ICONE 10, April 14–18, 2002, Hyatt Regency Crystal City, Arlington, Virginia, USA.
- *S. Guentay, A. Dehbi, D. Suckow, J. Birchley*
ARTIST: A Multinational Experimental Project to Investigate Fission Product Retention in a Ruptured Steam Generator
Proceedings of Jahrestagung Kerntechnik 2002, 14–16 May, 2002, Stuttgart, Germany, pp. 143–148.
- *S. Guentay, 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.
- *A. Dehbi*
ARTIST: An International Project: Investigating Aerosol Retention in a Ruptured Steam Generator
PSI NES Colloquium, September 19, 2002.
- *L. E. Herranz¹, V. Peyrer¹, J. Polo¹, S. Guentay², D. Suckow², A. Dehbi²*
On the source term scrubbing within a steam generator under dry conditions of a SGTR Accident Sequence
Proceedings of ICAPP'03, Codoba, Spain, May 4–7, 2003, paper 3202.
¹ CIEMAT, Spain
² PSI, Switzerland
- *S. Guentay, D. Suckow, A. Dehbi, R. Kapulla*
ARTIST: Introduction and Preliminary Results
CSARP Meeting Bethesda, MD, USA, May 2003.
- *S. Guentay*
Zurückhalten um jeden Preis
ARTIST-Programm bestätigt die führende Rolle des PSI bei der Sicherheitsforschung für Druckwasserreaktoren
ENET 2003, pp: 336–37.
- *D. Suckow*
ARTIST relativiert Folgen von Reaktor-Unfällen
Forschung & Benutzerwelt/Spectrum 1/2003.
- *S. Guentay, D. Suckow, A. Dehbi, R. Kapulla*
ARTIST: introduction and first results
Nuclear Engineering and Design, 231(2004) 109–120.
- *S. Guentay, D. Suckow, A. Dehbi, R. Kapulla*
ARTIST: Introduction and first results

Proceedings of ICONE 12, paper ICONE12-49553, 12th International Conference on Nuclear Engineering, Arlington, VA, April 25–29, 2004.

- S. Guentay, D. Suckow, A. Dehbi, R. Kapulla, J. Birchley
ARTIST Project: Outline, Status and Plans
US NRC-CSARP Meeting, 2004, Washington DC USA.

- A. Dehbi¹, S. Guentay¹, D. Suckow¹, R. Kapulla¹, S. Danner¹, D. Powers²
Progress of the ARTIST projects
US-NRC CSARP Meeting, 2005, Albuquerque, New Mexico, USA.

¹ PSI, Switzerland

² SNL, USA

- S. Guentay¹, L.E. Herranz², V. Layly³, T. Routamo⁴, A. Auvinen⁴

Aerosol Behaviour in SGTR Accidents
European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR), Aix-en-Provence, France, 14–16 November 2005.

¹ PSI, Switzerland

² CIEMAT, Spain

³ IRSN, France

⁴ VTT, Finland

- A. Auvinen¹, J. Jokiniemi¹, A. Lahde¹, T. Routamo¹, P. Lundström¹, H. Tuomisto¹, J. Dienstbier², S. Guentay³, D. Suckow³, A. Dehbi³, M. Slootman⁴, L. Herranz⁵, V. Pyeres⁵, J. Polo⁵

Steam Generator Tube Rupture (SGTR) Scenarios
Nucl. Eng. Des., 235, 457–472, 2005.

¹ VTT, Finland

² NIRI, Check Republic

³ PSI Switzerland

⁴ NRG, the Netherland

⁵ CIEMAT Spain

- D. Suckow

ARTIST Aerosol Behaviour in Complex Structures:
An Overview
PSI NES BERK Meeting 2005.

- R. Kapulla and S. B. Najera

Influence of user adjustable PDA-parameters on drop size measurements
Lasermethoden in der Strömungsmesstechnik, 13. Fachtagung, Cottbus, 2005, pp. 40–1 to 40–6.

- R. Kapulla, M. Trautmann, S. Guentay, A. Dehbi and D. Suckow

Comparison between phase-Doppler anemometry and shadowgraphy systems with respect to solid-particle size distribution measurements
Lasermethoden in der Strömungsmesstechnik, 14. Fachtagung 2006, Braunschweig.

- R. Kapulla and S. B. Najera

Operation conditions of a phase Doppler anemometer: droplet size measurements with laser beam power photomultiplier voltage, signal gain and signal-to-

noise ratio as parameters

Meas. Sci. Technol. 17 (2006) 221–227.

- A. Dehbi

ARTIST: How efficient are PWR steam generators as the last barrier during an accident?
PSI NES Colloquium, March 2007.

- R. Puragliesi^{1,3}, E. Leriche², M. O. Deville³, S. Guentay¹, A. Dehbi¹, A. Soldati⁴

Direct Numerical Simulation of the Buoyancy-Driven Turbulence and Lagrangian Particle Tracking in a Cavity
International Conference on Spectral and High Order Methods (ICOSAHOM07), Beijing, China
June 18–22, 2007.

¹ PSI, Switzerland

² Université Jean-Monnet, France

³ Federal Technical University of Lausanne (EPFL), Switzerland

⁴ University of Udine, Italy

- R. Kapulla, M. Trautmann, A. Hernandez Sanches, S. Calvo Zaragoza, S. Hofstettere, C. Häfeli, S. Guentay
Droplet Size Distribution Measurements using Phase-Droplet Anemometer and Shadowgraphy: Quantitative

Comparison, GALA, 15. Fachtagung, Lasermethoden in der Strömungsmesstechnik, 4–6 Sept. 2007
Universität Rostock, Germany, pp. 27.1 to 27.6.

- Y. Ammar^{1,2}, T. Lind², M. Reeks¹ and A. Dehbi²

Identification of the mechanisms for the break up of aerosol agglomerates in a PWR steam generator tube rupture

International Conference on Multiphase Flow, ICMF 2007, July 9–13, Leipzig, Germany, July 9 – 13, 2007.

¹ School of Mechanical and Systems Engineering, University of Newcastle upon Tyne, UK

² PSI, Switzerland

- Y. Ammar^{1,2}, M. W. Reeks¹, D. C. Swailes¹, A. Dehbi²
Agglomeration And Breakup Of Solid Particles In A Random Symmetric Shear
European Two-Phase Flow Group Meeting 07 held in Toulouse, May 22–24, 2007.

¹ School of Mechanical and Systems Engineering, University of Newcastle upon Tyne, UK

² PSI, Switzerland

- R. Puragliesi^{1,3}, A. Soldati⁴, A. Dehbi¹, E. Leriche²

Direct Numerical Simulation of the Buoyancy-Driven Turbulence and Lagrangian Particle Tracking in a Cavity
IXXV Congresso Nazionale UIT sulla Trasmissione del Calore, Trieste, Italie, June 18–20, 2007
June 18–22, 2007.

¹ PSI, Switzerland

² Université Jean-Monnet, France

³ Federal Technical University of Lausanne (EPFL), Switzerland

⁴ University of Udine, Italy

■ *L. E. Herranz¹, C. L. Del Pra¹, A. Dehbi²*

Major challenges to modeling aerosol retention near a tube breach during steam generator tube rupture sequences

Nuclear Technology, Vol. 158 April 2007

(<http://www.ans.org/pubs/journals/nt/va-158-1-83-93>).

¹ CIEMAT, Spain ² PSI, Switzerland

■ *T. Lind, D. Suckow, S. Guentay*

Characterization of TiO₂ agglomerates for the investigation of aerosol behaviour in a steam generator tube rupture event

ICAPP 2007, May 13–18, 2007, Nice Acropolis, France.

■ *D. Suckow, A. Dehbi., T. Lind, R. Kapulla, S. Danner, S. Guentay*

ARTIST International Consortium Project: Facilities and Preliminary Results

Cooperative Severe Accident Research Program (CSARP), and MELCOR Code Assessment Program (MCAP) Technical Review Meetings, 18–20 Sept. 2007, Albuquerque, New Mexico, USA.

■ *T. M. Lind, S. Danner and S. Guentay*

Generation and measurement of aerosols for severe nuclear reactor accident research

European Aerosol Conference 2007, Salzburg, Austria.

■ *R. Kapulla, M. Trautmann und S. Guentay*

Quantitativer Vergleich von Wassertröpfchenmessung mit einem Phasen-Doppler Anemometer und einer Schattenbildanalysemethode

Measurement 08, Göttingen, 20–21.02.2008.

■ *T. Lind, D. Suckow, S. Guentay*

Particle retention in ARTIST Dry Bundle

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

■ *Y. Liao, S. Guentay*

Fission Product Release Boundary Conditions for SGTR Severe Accident

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

■ *Y. Liao, S. Guentay, A. Dehbi*

A Probabilistic Model using ARTIST Data for Analysis of SGTR Fission Product Release Fraction

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

■ *M. Ogino¹, R. Kapulla², A. Dehbi²*

Fluent Simulation of Separator and Dryer Aerodyna-

mics and Comparison with Data

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

¹ Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan

² Paul Scherrer Institut, Switzerland

■ *Dehbi, D. Suckow, S. Guentay*

Results from the ARTIST Flooded Bundle Tests

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

■ *J. Bredberg¹, T. Berg¹, A. Dehbi²*

Numerical Modeling of Flow in Dry Secondary Side of Steam Generator

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

¹ Epsilon High Tech, Sweden ² PSI, Switzerland

■ *L. E. Herranz¹, C. López del Prá¹, F.J. Sánchez-Velasco¹*

Aerodynamics of a Particle-Laden Gas Jet In the Break Stage of a Steam Generator during Severe SGTR Sequences

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

¹ CIEMAT, Spain

■ *R. Kapulla, S. Danner, S. Guentay*

Droplet Retention and Velocity Field in a Steam Generator

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

■ *S. Guentay, A. Dehbi, D. Suckow*

Introduction to the ARTIST program

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

■ *T. Berg¹, J. Bredberg¹, D. Suckow²*

CFD Simulation of ARTIST Break Stage and Comparisons with Measured Data

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

¹ Epsilon HighTech AB, Sweden

² Paul Scherrer Institut, Switzerland

■ *R. Kapulla, M. Trautmann und S. Guentay*

Quantitativer Vergleich von Wassertröpfchenmessung mit einem Phasen-Doppler Anemometer und einer Schattenbildanalysemethode

Measurement 08, Göttingen, 20–21.02.2008.

■ *A. Auvinen¹, T. Raunio¹, J. Jokiniemi¹, J. Roine¹, T. Lind²*

Experiments on fine particle resuspension in internal tube flow

2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.

¹ VTT, Finland

² PSI, Switzerland

- *Y. Liao, S. Guentay and A. Dehbi*
SGTR Severe Accident Risk Analysis using ARTIST Experimental Data
HSK-PSI 2008 January Meeting January, 2008.
- *T. Lind*
Summary of the aerosol retention and work in 2008
HSK-PSI 2008 January Meeting January, 2008.

References

- [1] *Güntay S., Birchley J., Suckow D., Dehbi A.:* AeRosal Trapping In Steam generator (ARTIST), an Investigation of Aerosol and Iodine Behaviour in the Secondary Side of a Steam Generator the Secondary Side of a Steam Generator
ICONE-8703, Proceedings of ICONE 8, April 2–6, 2000, Baltimore, MD USA.
- [2] *A. Dehbi, K.F. Knasiak, S. Güntay, D. Suckow:* (2001a) Drop size measurements using two different optical devices. *J. Aerosol. Sci.* 32, S33–S34.
- [3] *A. Dehbi, D. Suckow, S. Güntay:* (2001b) Aerosol retention in low-subcooling pools under realistic accident conditions. *Nucl. Eng. Des.* 203, 229–241.
- [4] *S. Güntay, J. Birchley, D. Suckow, A. Dehbi:* (1999). Aerosol Trapping in a Steam Generator (ARTIST): an Investigation of Aerosol and Iodine Behaviour in the Secondary Side of a Steam Generator, 27th Water Reactor Safety Information Meeting. Bethesda, MD, November 1999.
- [5] *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.
- [6] *S. Güntay, D. Suckow, A. Dehbi, R. Kapulla:* (2004) ARTIST: introduction and first results. *Nucl. Eng. Design*, 231, pp. 109–120.
- [7] *T. Lind, D. Suckow, S. Guentay:* (2008) Particle retention in ARTIST Dry Bundle, 2008 Annual Meeting of American Nuclear Society, Anaheim, CA, USA, June 8–12, 2008.
- [8] *USNRC:* (1990) Severe Accident Risks: An Assessment of Five US Nuclear Power Plants, NUREG 1150, vol. 2, Appendix C. December 1990.

RC-Experiment Rock Mass Characterisation

Author and Co-Author(s)	Florian Amann, Simon Löw, Edward Button, Reto Thöny
Institution	ETH Zurich
Address	Wolfgang-Pauli-Strasse 15
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)44 633 68 18, florian.amann@erdw.ethz.ch
Duration of project	4 years

ABSTRACT

The excavation of a section of the Gallery 08 (GM 94.5 – 127.0m) 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. This field experiment was carried out successfully in three stages (pre-, syn- and post-excavation stage) and included detailed observations and measurements of both the rock mass behaviour and the ground conditions. Geological, geotechnical, and geodetic measurements were performed to characterize the encountered conditions and quantify the ground deformations. Non-destructive methods such as optical televiewer and geophysical borehole investigations were used to complement traditional drill core analyses to assess the rock mass structures as well as heterogeneities in the undisturbed rock mass ahead of the excavation. During the excavation, high resolution geodetic and borehole based monitoring devices continuously captured 3D excavation induced deformations. Detailed geologi-

cal mapping was combined with laser scanner surveying to provide detailed documentation and essential data to distinguish the origin and characteristics of multi-scale discontinuities. Seismic tomography was utilized both during and after the excavation to investigate changes in the ground properties related to the gallery excavation.

The experimental drift was advanced with a road header and the installed support was kept to a minimum to allow the rock mass behaviour to be observed. Predefined limits for the round length and a consistent excavation scheme were specified to ensure a consistent stress redistribution effect throughout the excavation.

Due to the early stage of the research project scientific interpretations of the collected data can not be presented here. However, important observations have been gained during the excavation of the drift related to the behaviour of Opalinus-Clay, support measures and behaviour influencing factors.

Project Goals

Subsequently to the successfully completed EZ-B experiment – Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the EDZ (Yong 2007) – a new experiment with major funding by HSK was initiated in January 2008. The new project called RC-Experiment is focused on the rock mass characterization and 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 fractures which are either pre-existing tectonic structures or excavation induced.

Work Carried Out and Results Obtained

Experiment preparation and pre-excitation measurements

For the RC-experiment, a section of the new Gallery 08 was chosen. The anticipated geological setting comprises the shaley facies with bedding dipping in the direction of the tunnel advance with an average dip angle of 40°. A fault strikes perpendicular to the gallery axis and was expected to cross the drift in the middle of the test section.

Before the excavation of the experimental drift between GM 94.5 and 121.5 m started, an installation-niche was constructed between GM 88.5 and 94.5 m (Figure 1). At the face of the niche a 27 m sub-horizontal 150 mm diameter borehole (BRC-2) was drilled parallel to the drift, drill core was recovered utilizing double tube coring techniques. The horizontal spacing between the later

gallery and the borehole was 1.0 m. The second 86 mm diameter borehole (BRC-1) was drilled vertically at the floor of the tunnel with a depth of 8 m (Figure 1).

The cores acquired from both boreholes were boxed in an air and water tight membrane (under vacuum) immediately after sampling and core documentation.

After drilling, both boreholes were inspected with an optical borehole scanner (OPTV) from Terratec (2008). The goal was to capture the appearance and the geometry of discontinuities in the undisturbed rock mass within the experiment drift. The position of the main fault was identified and the expected location verified.

Subsequently to the OPTV-scan BGR (K. Schuster, F. Schulte, T. Tietz) performed ultrasonic interval-velocity measurements in borehole BRC-2 to develop a high resolution velocity model (bulk elastic properties) of the «undisturbed» rock mass and its spatial relationship to identified structures in the ground surrounding the future experimental drift.

Immediately after completion the borehole geophysics, BRC-2 was equipped with a 27 m long chain-deflectometer combined with 2 overlapping Mag-X-Extensometers (Solexperts 2008, Figure 1). This measurement system provides both continuous biaxial deflection with respect to the installed configuration and longitudinal strain. Contemporaneous to the borehole installations an automated 3D tachymeter system was installed by ETH in the Gallery 08 and in the Gallery 98 to capture possible large scale deformations induced by the excavation. In addition to these automated monitoring systems, the 8 m sub-vertical borehole BRC-1 was equipped with a Trivec-Casing (Figure 1) for manual axial strain and sub-horizontal displacement measurements. A surface extensometer was also installed at the face of the RC-niche. Right before the excavation of the RC-drift started, Swiss-topo performed high precision geodetic measurements

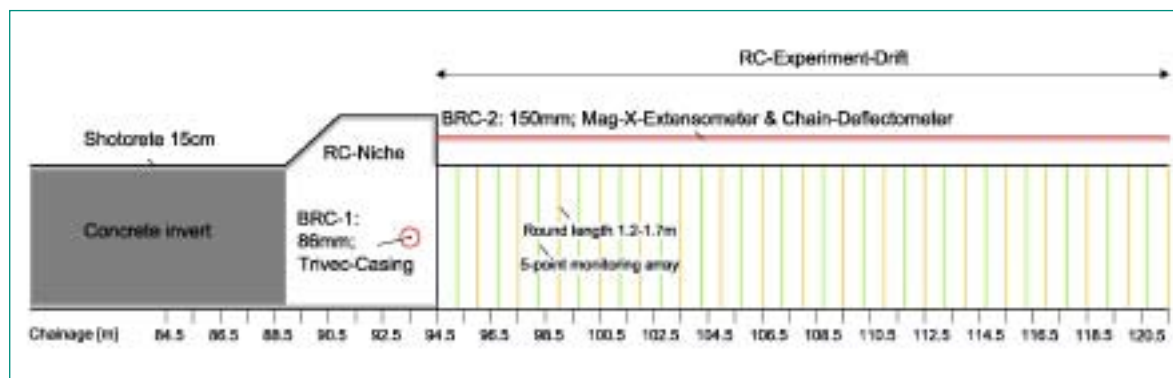


Fig. 1: Plan view of the RC-experiment with instrumentation and related boundary condition.

as a contribution from the «Long-term of heaving project» to the RC-experiment.

Construction of the RC-drift and syn-excavation measurements

The experimental drift was excavated with a road-header. The round length was specified to be between 1.3 to 1.7 m per day and a consistent excavation and support procedure was applied. To observe and measure the rock mass behaviour as realistically as possible, it was necessary to minimize the influence of the installed support on the rock mass's response to the excavation. It was therefore specified that shotcrete should be avoided as much as possible and a systematic unstressed rock bolt system combined with overlapping wire mesh (head protection) would be the primary support. To achieve a safe advance with these specifications, ETH provided an alarm system based on the 3D surface displacement measurements. This data was assessed daily and or immediately upon reaching the pre-defined alarm level.

Subsequent to each excavation round and mucking, a five point monitoring array was installed 0.6–0.8 m behind the current face. An automated total station performed geodetic measurements, recording the tunnel surface displacements on an hourly basis. Because of

the large number of monitoring points, the test zone length and related technical difficulties (prism visibility) it was necessary to adjust the position of the total station once during the experiment. The borehole monitoring device in BRC-2 (Chain-deflectometer and Mag-X-Extensometers) recorded data at 2 minute intervals (Figure 2). Axial strain and sub-horizontal displacement measurements in BRC-1 were performed manually after each excavation round with a Trivec-probe.

Geological face mapping took place immediately after each excavated round. Due to an observed delay in the formation and re-activation of fractures it was necessary to re-map larger sections to document the excavation response completely. In addition to the detailed geological mapping, a high resolution laser scan survey was carried out after each round.

Post-excavation measurements and subsequent investigation

It was planned to perform geophysical surveys (refraction tomography) on both side walls and the floor of the tunnel (Figure 3) after completing the main excavation. A preliminary test was performed for conceptual reasons. The main signal of the preliminary test on the tunnel floor showed a chaotic character. It was assumed that the rays do not travel in a vertical plane. Instead

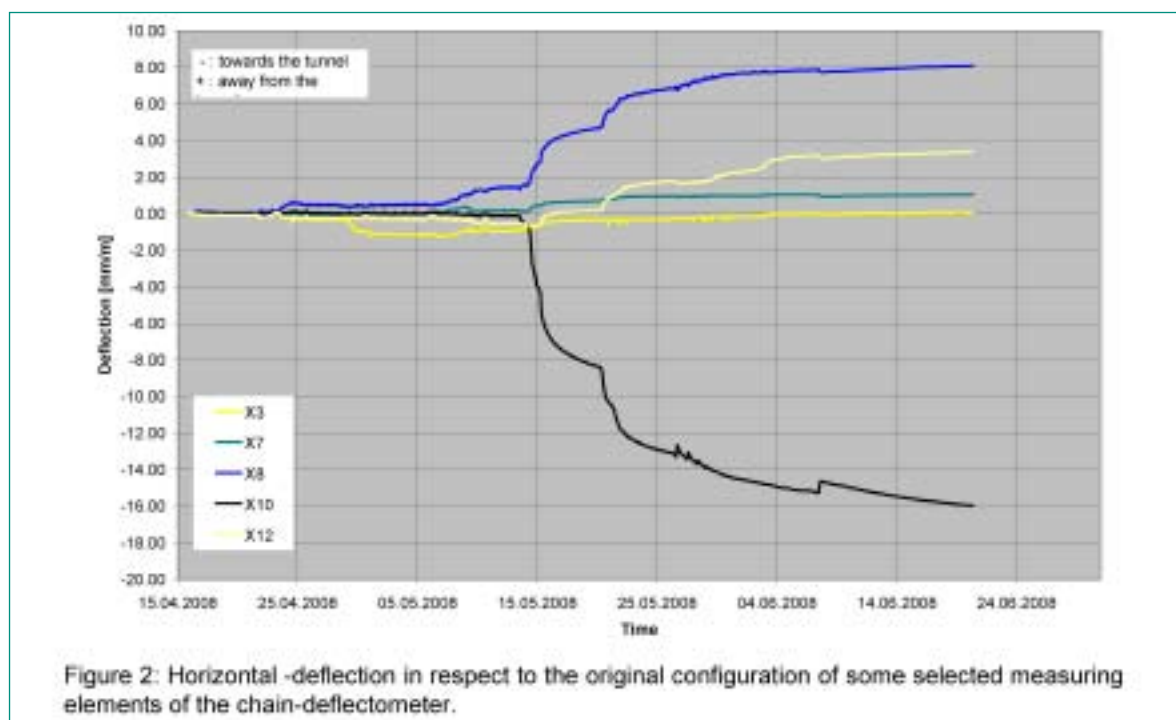


Fig. 2: Horizontal-deflection in respect to the original configuration of some selected measuring elements of the chain-deflectometer.



Fig. 3: Setup of the geophysical refraction tomography at the left sidewall of the tunnel.

some rays might travel along the tunnel walls (especially at greater distances). To verify this interpretation the measurement campaign on the floor was repeated with 3-component geophones. The preliminary test on the sidewalls was successful.

The final geophysical investigation was performed when the drift face was located at GM 117.5. This survey was composed of 4 lines (2 at each sidewall) equipped with 48 1-phase-geophones (geophone and shot spacing 50 cm) and 1 line equipped with 163-phase-geophones (geophone and shot spacing 120 cm) on the floor of the tunnel. Additionally, a pilot study was initiated to investigate the mechanical properties of pre-existing discontinuities in the Opalinus clay. The aim of this study is to identify the potential relationship between the fracture type, surface conditions and morphology and the mechanical properties. Results from this study are not yet available.

Results and lessons learned during the excavation of the RC-drift

A detailed analysis of the evaluated data set is in progress and final scientific interpretations are not available. However, important technical experience was already gained during the first stage of the project.

Measurements and observations performed during the excavation indicated relatively small measurable deformations (1–4 cm) within the measurement period. However, at several locations local instabilities developed and were identified by the total stations as well as observations made during construction. The observed local instabilities were either structurally controlled block failures, stress driven slabbing phenomenon or a combination of the two. In most cases wedges or slabs (Figure 4 and 5) developed with time and gradually separated from the stable ground.

It was not possible to fully support the collapsed slabs with the applied systematic rock bolt scheme and wire meshes. Due to the risk of destabilizing the platy slabs, additional rock bolts could not be installed afterwards (slabs break due to drilling, vibration). At these critical locations shotcrete was applied to prevent further destabilization of the rock mass and increase worker safety. During the excavation of the experimental drift cracks in the shotcrete between GM 89–GM 94 (niche) were observed. At this location the tunnel support changed gradually from a stiff system consisting of a shotcrete ring with a concrete invert (until GM 88.5) to a compliant system consisting of rock bolts and wire mesh. From GM 89–GM 94 shotcrete and rock bolts were used. The

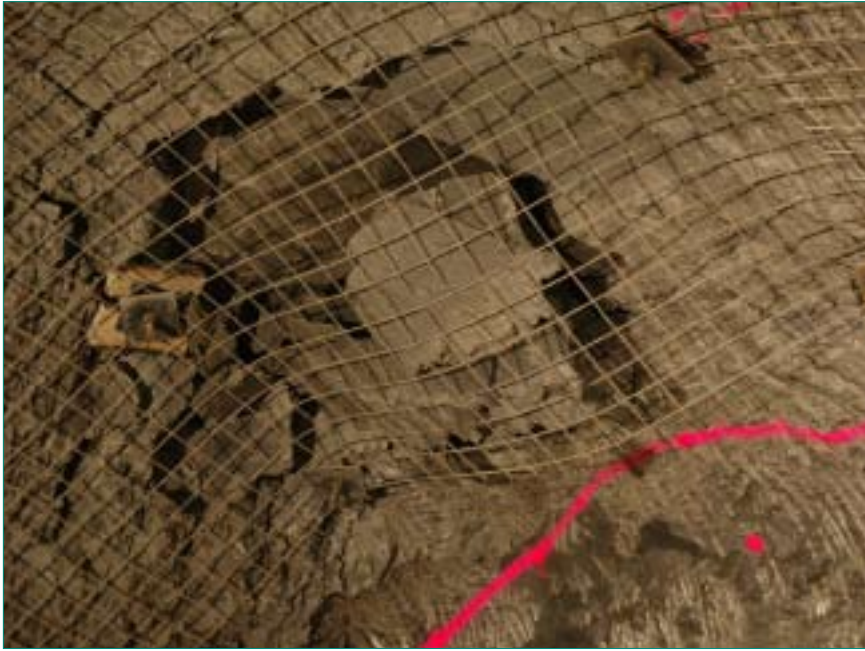


Fig. 4: Collapsed wedge in the ceiling close to the face of the tunnel.



Fig. 5: Platy slab in the ceiling which developed with distance to face and collapsed later on.

combination of a gradual stiffness contrast in support measures, the geometry of the niche and the rock mass anisotropy are assumed to lead to differential strains that are accommodated by these cracks. This hypothesis will be investigated in the next stage of the project. The potential influence of shotcrete (moisture, temperature) became evident after shotcreting parts of the RC-section (safety related). A significant degradation within a 5–10 cm deep rim around the excavation was observed near the shotcrete – rock mass contact. The former compact rock turned into disintegrated rock within a few hours.

Because shotcrete was not applied continuously within the experimental drift, it was possible to observe the development of EDZ structures as the distance to the tunnel face increased. It was found, that the majority of EDZ-structures developed between one to two diameters behind the face. This is approximately the distance when the stabilization effect (constrained kinematic conditions) associated with the face is lost. This initial assessment will be investigated during the detailed analysis of the displacement and mapping data in the next stage of the project. An advance without shotcrete is principally feasible

within the encountered geological conditions associated with the experimental drift. The utilized support system has to be adjusted to control the observed ground behaviour. To approve the safety in future projects the following suggestions gained from the experience can be given: The advance rate (round length) should not be larger than 1.5–2 m. Because the density of rock bolts as well as the installation time is crucial for time depend- ed (delayed) slab/wedge forming processes, it is recom- mended to install rock bolts immediately after each ex- cavated round. A combination of systematically installed 3–5 m long fully resin grouted rock bolts in combination with short rock bolts (1.5*1.5 m) may be appropriate to control the slabbing processes. Strategically placed steel (or other materials) sets would also increase the safety associated with gravity driven detachment and falling of blocks without the potential negative influences of shotcrete on the rock mass properties. However, a dai- ly appraisal of the tunnel engineer as well as a displace- ment based safety system will still be necessary.

National Cooperation

HSK is the primary funding organization of the RC-Ex- periment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity. Additional project partners are BGR and Swisstopo. The Institute of Geodesy and Pho- togrammetry of ETH has furnished instrumentation and human resources for the measurement of the displace- ments and daily laser scanning investigation through a collaborative effort. Geological mapping of the tectonic and induced structures was performed by the Geotech- nical Institute through a contractual agreement. High resolution geodetic measurements have been carried out by SWISSTOPO in course of the longterm heaving project. The Chair of Environmental and Engineering Geophysics at ETH supported the seismic measurements at the tunnel walls.

International Cooperation

The institutions cooperating with the Chair of Engi- neering Geology at ETH and HSK are the following: 1) Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Germany; 2) Queens University, Geo-Eng Centre, Prof. Mark Diederichs, Canada. BGR carried out the mi- cro-seismic measurements in borehole BRC-2.

Assessment 2009 and Perspectives for 2010

During the first phase of the RC-experiment in 2008, the experimental drift was designed and excavated. The associated data acquisition was successfully complet- ed and post processing the data is ongoing. A PhD-stu- dent (Reto Thöny) started in November 2008 to analyse the data in terms of the experiments goals. An MSc-stu- dent (Christian Haug) has started to carry out detailed shear tests on natural small scale discontinuities in the Opalinus Clay.

The aim for the next phase of the project will be the de- tailed post processing of the monitoring data and its in- terpretation based on the encountered geological con- ditions documented during the experiment. In addition the monitoring device will capture displacements to un- derstand the long-term behaviour of Opalinus Clay.

Publications

Yong S., Loew S., Fidelibus C. (2008a) Characterizing excavation-induced perturbations around a short tunnel in an overconsolidated clay shale, American Rock Me- chanics Association, Proc. of the 42nd Rock Mech Symp. Nr. 360, San Francisco

Yong S., Kaiser P., Loew S., Fidelibus C. (2008b) The role of heterogeneity on the development of excavation-in- duced fractures in the Opalinus Clay. Edmonton Geo- technical Society. Proc. of the 61th Canadian Geotechni- cal Conf., Edmonton

References

- [1] *S. Yong*: A Three-Dimensional Analysis of Excava- tion-Induced Perturbations in the Opalinus Clay at the Mont Terri Rock Laboratory, Dissertation ETH NO.17575, 2007
- [2] *Solexperts AG*: Technical Note: 2008-34, RC-Experi- ment, Unpublished Report, 2008
- [3] *Terratec GmbH*: Bohrlochmessungen Mont Terri, Bohrungen BRC-1 und BRC-2, Unpublished Report, 2008

Project Human Reliability Analysis (HRA)

Author und 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 29 67, vinh.dang@psi.ch, safe.web.psi.ch
Duration of project	2006–2009 (extended through end 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. 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.

In 2008, the topics addressed in the project and results achieved include:

- The evaluation of CESA quantification is occurring within an international benchmark study, the Empirical Study. Initial lessons for CESA were derived following publication of the results of the first phase of the benchmark. In addition, HRA analyses were submitted for the second set of scenarios, completing the set of predictions to be evaluated in the benchmark.
- A study to identify potential EOC situations for a second Swiss plant was initiated with the support of the utility. A catalog of 200 candidate actions was compiled, representing actions required by the procedures under diverse scenario conditions. This catalog and PSA risk importance results were used to define a prioritized set of EOC events (a given action on a specific safety system or function). For this plant, seven EOC events represent the types of actions for which EOCs could be risk significant. This study will be completed in 2009 with the identification of specific EOC situations

and a quantitative evaluation of their probabilities and resulting risk significance.

- The scenario analysis tool and the operator model were upgraded with new input and output data structures, which provide for a robust, automated validation of the input and improved post-simulation analysis capabilities. In the operator modeling work, emphasis was given to the treatment of crew time performance variability in the dynamic event tree. A scheme for discretization of the time variability distributions and their efficient implementation in dynamic event trees was developed. The output structures were modified to implement and support new capabilities for post-simulation visualization and analyses, i.e. for the interpretation of the results. These developments have been tested on a case study involving a small LOCA.
- PSI is a leading organization in the HRA Empirical Study, a major international study that aims to evaluate HRA methods and their performance by comparing their predictions with data collected on operating crew responses in emergency scenarios in a simulator setting. In 2008, the report for the first phase was published in its final form and the simulator data was analyzed to obtain the reference data for the comparison of the remaining actions (7 of 9 actions in the first pair of scenario variants). The qualitative comparison and the initial quantitative comparison results for these scenarios will be presented to the study participants at a workshop in March 2009. The comparisons for the second pair of scenarios will be presented in a workshop in late 2009 together with the overall results and conclusions of the study.

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

For 2008, the three main goals were:

EOC methodology – identification and quantification

1. Evaluate the CESA method on the basis of a simulator data

¹ In parallel to the research program, PSI/NES supports HSK through on-call tasks. The HRA-related tasks are mainly oriented towards reviews of the HRAs submitted to HSK by the Swiss utilities as a part of their Probabilistic Safety Assessments (PSAs). Some tasks performed in 2008 include 1) evaluation of revised HRA and procedural guidance submitted in response to reviews, 2) a study on the evolution of the actions modeled within a PSA and the associated procedural guidance, as preliminary work for a review scheduled for 2009, and 3) a study of requirements on emergency operating procedures. The work carried out within on-calls provides impulses for the research and is closely connected to the development work aiming at the enhancements of the current methods. Nevertheless, the on-call tasks have a separate funding, and their specific content and results are not further addressed in the present report.

EOC pilot study II

2. Carry out a plant-specific study to identify potential EOC vulnerabilities for a Swiss plant

Dynamic scenario analysis – tool, models, and case study

3. Develop the inputs specific to the Swiss plant and perform simulation analyses with successive upgrades of the operator model.

The evaluation of the quantification component of the CESA method (goal 1) is being performed within an international «benchmarking» effort, the International HRA Empirical Study.

International HRA Empirical Study

The aim of the Empirical Study, started at the end of 2006, is to assess the quality of a diverse set of HRA methods based on simulator data. Significant resources have been dedicated to participation in this benchmarking exercise. Firstly, it provides an opportunity to obtain feedback on the CESA method developed in the HRA research project, based on an assessment performed by a group of international experts. Secondly, participation gives access to human performance data collected specifically for the purpose of HRA method evaluation, which would otherwise require considerable resources to collect and analyze independently. Finally, due to its size and the diversity of its participants, the International HRA Empirical Study and its findings is expected to have an important influence on HRA practice and the future development of methods.

Work Carried Out and Results Obtained

EOC methodology – identification and quantification

The current work in this area is centered on the evaluation of the quantification part of the CESA (Commission Errors Search and Assessment) method [18, 19], PSI's method for analyzing of Errors of Commission (EOCs). The CESA quantification method (CESA-Q) for estimating the probabilities of EOCs is outlined in [20]. This evaluation is taking place within the HRA Empirical Study, a benchmarking study where HRA method predictions are being compared to simulator data obtained in dedicated simulator studies. The Empirical Study is discussed further below.

While the full set of Empirical Study results will be released in draft form in 2009/2010, the lessons learned for CESA from the first phase reported in [8] were the object of a first evaluation and reported in [11]. CESA predicted reasonably well the factors that were observed to influence the performance of the operators in the simulator. At the same time, these results suggest that some improvements to the treatment of the time factor may be needed.

For the further phases of the study, PSI's HRA team prepared and submitted the analyses for the second set of Empirical study scenarios, two Loss of Feedwater variants. This completes the set of predictions to be compared against the simulator-derived reference data, a total of 11 human failure events (operator actions).

EOC pilot study II

The pilot study to identify EOC scenarios and quantify their risk significance for a second Swiss nuclear power plant, planned to start in 2007, was initiated in 2008. The task plan for a pilot application of the PSI's methodology was presented to Kernkraftwerk Leibstadt (KKL), which agreed to support the study. This makes the pilot study one of the first EOC analyses for a Boiling Water Reactor (BWR). The first aim is to contribute to the understanding of EOC scenarios and their significance for BWRs, although the results are of course plant-specific. The second aim is to evaluate the CESA method when applied to BWRs, and if needed, identify possible improvements.

Three pilot study tasks were completed in 2008: 1) familiarization with plant operations and the Emergency Operating Procedures (EOPs) in practice, and the plant's Probabilistic Safety Assessment (PSA) study; 2) the development of the catalog of actions, which is the basis for identifying potential EOCs; and 3) the definition of a set of prioritized EOC top events, which are the classes of EOC actions that the search will focus on.

In addition to providing the documentation and procedures needed for the study, the plant supported the familiarization task by providing the opportunity to observe a crew responding to two different scenarios. These observations yielded information that will be used subsequently in EOC identification and in the evaluation of the EOC potential, such as the specifics of the control room layout, the use of procedures, the way of responding to alarms, division and delegation of responsibilities, and the communication among the operators.

In principle, there is a very large number of possible actions with the potential to aggravate accident scenarios (i.e. the number of potential EOCs) in a plant. CESA reduces the scope of search and the required effort by focusing on the risk importance of the potential EOCs. EOCs that affect systems with low risk significance are ignored in favor of those that affect critical systems. Study tasks 2 (catalog of actions) and 3 (prioritized EOC top events) implement this screening; they correspond to the first two steps of the CESA method, of four steps overall. The scope of EOC pilot study II consists of PSA scenarios due to internal initiating events with the plant at full power.

The objective of the first CESA step is to define and catalog the possible operator actions to be considered as potential EOCs. This phase of the study has focused on actions instructed in the EOPs; in other words, these actions are in fact demanded in some situations. The search process will eventually seek to identify other situations where these same actions may erroneously appear to be needed. The criterion for including an action in the catalog has been to prioritize those that the plant personnel view as the most important (i.e. reactor monitoring EOP) and those that involve manipulation of systems that are risk-important in the PSA. The resulting catalog includes about 200 actions. Further actions could be added at a later stage, for instance, if it is felt that the analysis should also consider these because, for example, they impact risk-important systems or components. The goal of setting up such a catalog is to put clear, practicable boundaries to the scope of the EOC search. This is important given the large number of potential EOCs. If the scope is too limited, then some important errors may be left out of the analysis. If the scope is too large, then the effort required by the analysis may become prohibitive while scenarios of low significance may be identified.

In CESA's second step, the EOC events are defined. Each EOC event represents a specific action on a required system and/or function. The events do not specify the scenarios or situations where the EOC may arise. Instead, for example, starting a given system that is not needed in a situation is an EOC event that is distinct from stopping the same system in a situation in which it is needed. The identification of The screening of EOC events is done by focusing on the systems or functions with high Risk Achievement Worth (RAW) and matching these to the catalog of actions from CESA step 1. In this PSA, this importance is derived from the importance of the basic events associated with these systems or functions. With

a RAW threshold of 10, about 80 basic events result. This value was found to be a good trade-off: a lower threshold (RAW=3) results in a much larger number of basic events (about 240) for consideration, but not in a significantly different set of systems; a higher threshold (RAW=15, about 30 basic events) leaves out representative systems. The seven EOC events that are retained after this screening step are reported in Table 1. In general, the identified EOC events impact the availability of the automatic depressurization system and of the injection systems. Specifically, it can be seen that all of the major functions for this plant will be addressed in the EOC search: recovery of reactor level, emergency reactor depressurization, cooldown with emergency systems and monitoring of the emergency systems for reactor cooling and residual heat removal.

The next steps of the study will be to identify the specific scenarios in which the EOC events may occur and then analyzing and quantifying them.

Dynamic scenario analysis – tool, models, and case study

In an HRA, human performance is analyzed qualitatively to identify failure modes and to develop estimates for these failures. By simulating the plant and operator responses jointly, a dynamic scenario analysis tool provides a better understanding of scenarios, their evolution, and the associated human performance conditions. This understanding supports HRA qualitative analysis, including the analysis of potential EOCs.

The scenario analysis tool is based on the ADS (Accident Dynamic Simulator) software tool, which implements the DET (Dynamic Event Tree) methodology. The development of the ADS software is performed within a continuing cooperation between PSI and the University of Maryland. In 2008, the project goals in this area were to implement a model of crew time performance variability, to add new branching models that represent other types of performance variability, and to modify the input and output data structure. In addition, a big effort was made to update the C++ and FORTRAN compilers to the last available versions, in order giving the full capability of further modifications and updating of ADS.

The thermal-hydraulic plant model for the Swiss plant, a RELAP5 model, was modified and new controls and safety systems were added to allow a broader range of scenarios to be treated. In addition, the set of displays and alarms necessary for the human performance analysis were identified and implemented in the model. The scenario selected in the case study is a small Loss-Of-Coolant Accident (SLOCA). Therefore, the respective set of procedures was included in the dynamic tool within the XML-based procedure framework. In particular, the post-reactor trip, the LOCA from primary or secondary, and the small leak inside containment procedures were implemented.

New structures for both the input and output data were developed and implemented. In particular, the complete set of input data types were converted into the eXtensible Markup Language (XML). This allows the input data to be validated relative to an ADS-specific, predefined

EOC	Description	Systems impacted	Importance of EOC (RAW)
ADS.EOC	Inappropriate inhibition of automatic depressurization system (ADS)	ADS	2.2E+3
DAK_SW.EOC	Inappropriate switchover of suction from the suppression pool to condensate storage tank	Injection systems with suction from the suppression pool	1.8E+3
DAK_BF.EOC	Inappropriate alignment of any of the Emergency Core Cooling System in backflow mode	Injection systems with suction from the suppression pool	1.8E+3
LPINJ.EOC	Termination of functioning low pressure injection systems	Low pressure injection systems	6.3E+1
HPCS.EOC	Termination of high pressure core spray system	High pressure core spray system	1.8E+1
DPEOC	Inappropriate depressurization	High pressure injection systems	1.2E+1
HPIS.EOC	Termination of functioning high pressure injection systems	High pressure injection systems	1.2E+1

Table 1: EOC events after screening (EOC pilot study II)

grammar with broadly available XML software tools. At the simulation output, the generation of a file with the entire, full DET based on XML was implemented to provide new post-simulation analysis functions. A full DET generated by the ADS tool consists of sequences of numerous events of different type, which represent various actions and changes of state of the operator, the plant, its systems and components, and the alarms that arise during the scenario. A DET-parser was developed to generate alternate views of the full DET automatically, allowing the analyst to focus on particular types of simulation events, e.g. actions taken by the operators, alarms, key automatic system interventions, etc. The DET-parser produces an XML-based series of scenarios and a DET based on Scalable Vector Graphics (SVG, an XML specification and file format for describing two-dimensional vector graphics) which can be viewed using a common browser. In the SVG-tree there are information about the events (selected by the user/analyst), the time when the event occurred during the simulation, the actual probability, and the generated branch with the information of the type of branch (e.g., timing variability, manual control, etc...). An excerpt of an automatically generated parsed DET that represents the crews' progress in the procedures is shown in Figure 1. Other parsed DET can highlight alarms, automatic system

actuactions, or various combinations of types of events that can help understand why the development of the sequences.

One application of scenario analysis tools is to examine the impact of how fast crews respond on safety. In this area, two models for treating crew time performance variability were developed. First, a Monte Carlo task-simulation model was implemented (outside ADS) to derive the distributions of the performance times of sets of tasks. A second model was then developed for the ADS dynamic event tree tool and compared to the results of the first. Modeling different types of crews, e.g., fast, slow and average results in a great amount of information to process. In order to avoid producing an excessive number of scenarios to be handled in the post-simulation analysis, a modeling strategy based on crew tendency has been identified. This strategy takes into account the tendency of a crew to be of a certain type, i.e., fast, slow, or average by adjusting the discretized branching time probability distribution for each type of crew in the generated dynamic event tree. The extension of this model is planned for 2009. In particular, a generalized activity network based on Monte Carlo simulation is planned for the comparison and validation of the results of the DET-based task-simulation model and the ADS crew variability performance model.

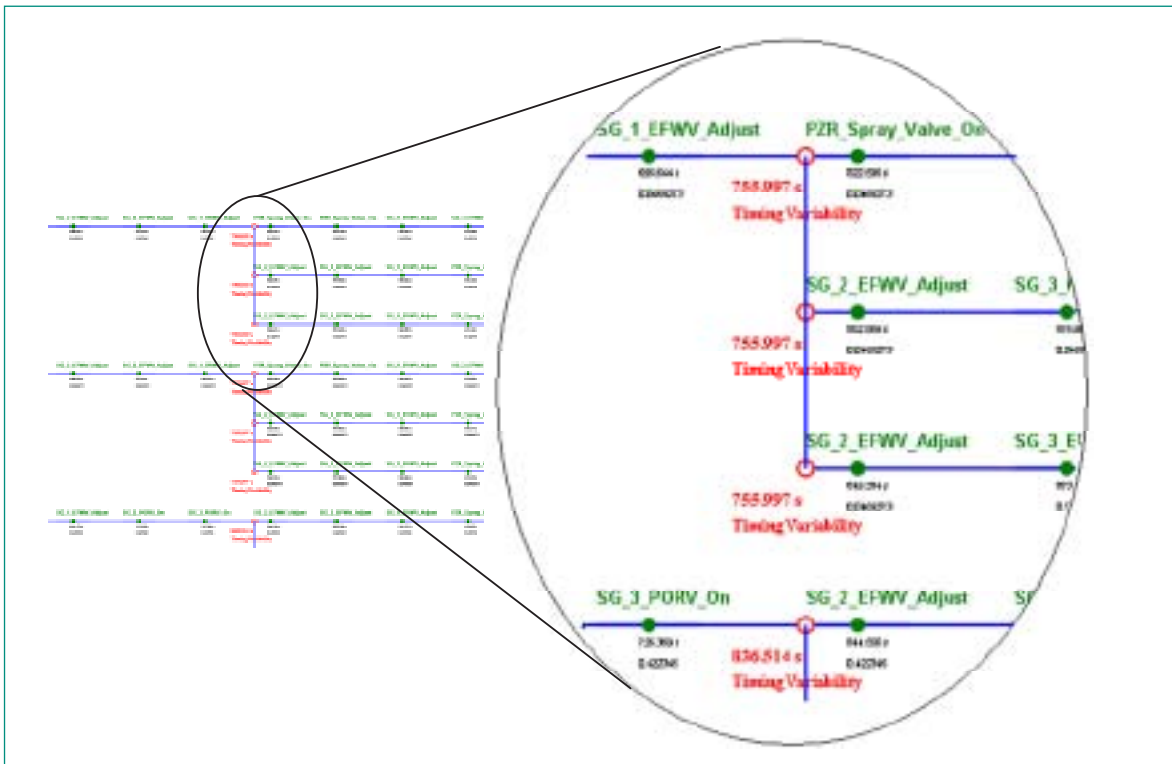


Fig. 1: A parsed DET representing progress through the procedures accounting for plant events and crew variability.

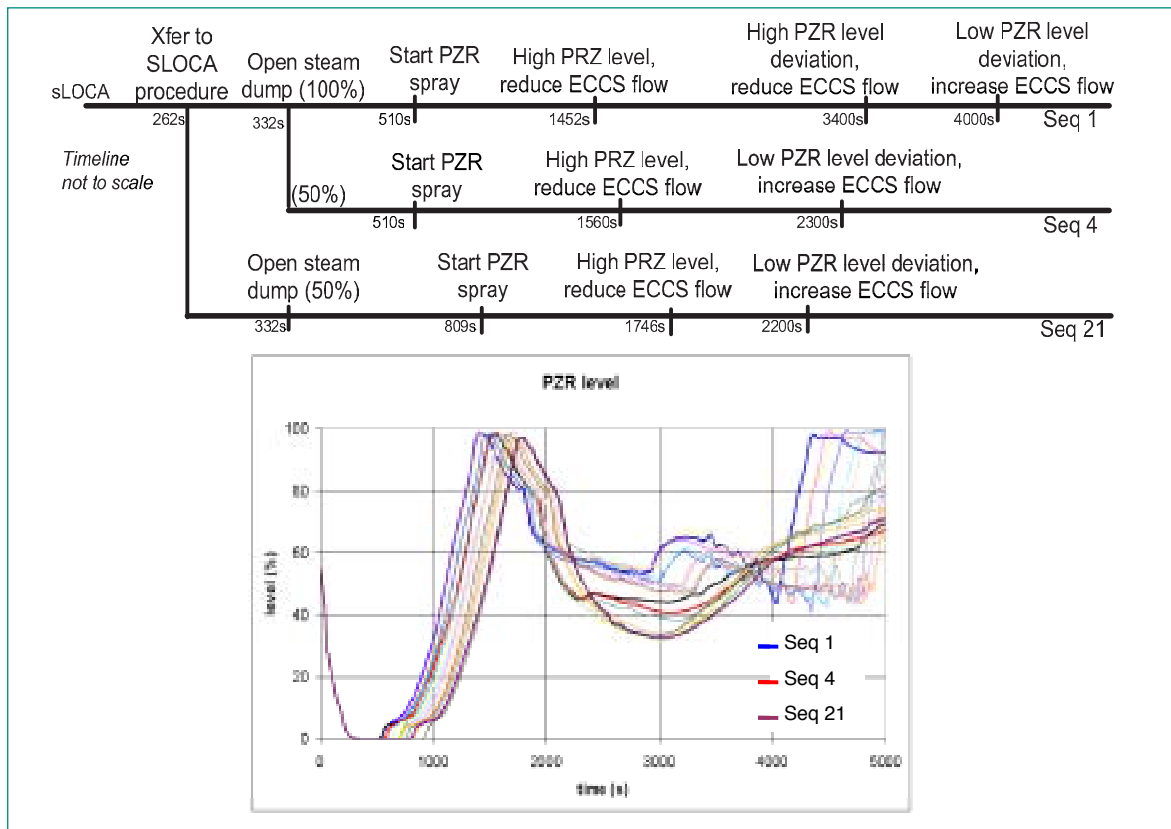


Fig. 2: The pressurizer level in the studied SLOCA scenario (bottom) is influenced by variability in crew performance time and strategies (top). Interpretation of the simulation results requires analyses of the other events driving the scenario developments.

A first case study on the small LOCA event for the Swiss nuclear power plant was made. In this case study, branches are due only to human events like timing variability in procedure transfer, transfer to the correct procedure during the late diagnosis, and operating the steam dump at different levels. Some results based on test data (example data that is not validated) are shown in Figure 2. Sequences 1 and 4 show the response of «faster» crews while sequence 21 is a slower crew. While the faster crews reduce high pressure safety injection (ECCS) flow earlier, the crew in seq. 1 restores pressurizer level later (about 4000s) and nearly fills the pressurizer. The dynamic scenario analysis tool shows the timing of the crew actions and their consequences, subject to the crews' management of the interacting goals of controlling sub-cooling margin, feedwater flow, and pressurizer level.

International HRA Empirical Study

The HRA Empirical Study is an international benchmark of HRA methods, intended to assess the performance of HRA methods against a set of reference data obtained in dedicated simulator studies.

Hosted by the OECD Halden Reactor Project, the Empirical Study has three major elements:

- predictive analyses where HRA methods are applied to analyze the human actions in a set of defined scenarios,
- the collection and analysis of data on the performance of a set of operator crews responding to these scenarios in a simulator facility (the Hammlab experimental simulator in Halden), and
- and the comparison of the HRA results on predicted difficulties and driving factors with the difficulties and factors found in the observed performances.

The first phase of the study, aimed at establishing the benchmarking methodology, was concluded in 2008 with the publication of the first report, following revisions to account for the feedback provided by the HRA teams at the October 2007 workshop. This report [8] documents the methodology and the lessons learned from its application and it discusses the qualitative comparison for the 11 HRA methods represented in the study for two of the 9 Human Failure Events (HFEs) in the first scenarios, the Steam Generator Tube Rupture (SGTR) variants.

The tasks performed in 2008 aimed a) to perform the comparison for the remaining 7 HFEs of the first scenario, and b) to extend the comparison methodology to consider the quantitative results (that is, to consider how well the HEPs estimated by an HRA method correlate with the level of difficulty observed in the empirical data for these actions). In addition, the assessment group prepared the information package for the second set of scenarios, the Loss of Feedwater variants, on the basis of which the HRA teams are to perform HRA analyses for two additional HFEs.

For these scenarios, the clarification and additional information exchange between the assessment group and HRA teams were completed and lead up to the submission of their final analyses in September. The predictive analysis tasks are thus completed.

For the SGTR scenarios, the main achievement is the completion of the analysis of the simulator to establish the reference data for the comparison. The operating crew performances on the 7 HFEs were analyzed, the driving or important factors were identified from this data, together with the associated «operational expressions», which refer to the observed behaviors and failure mechanisms. The quantitative comparison methodology was defined: it consists of a rank correlation of the predicted HEPs with the ratings of overall task difficulty based on the observations, an «accuracy measure» based on the HEP estimate being within a factor of 3 (and a factor of 10) of the empirical HEPs. For HFEs for which all crews met the success criteria, a comparison of the bounding estimate with the empirical HEP will be performed. To support the quantitative comparison, the HFEs were ranked in terms of relative difficulty.

Dr. V.N. Dang participated in the international study as a member of the steering group and of the assessment (comparison) group, contributing to the organization of the study and to the comparison methodology. In a separate effort, Drs. L. Podofilini and B. Reer (HSK) participated as an HRA analysis team, applying PSI's CESA HRA method. (An overview of the international participants in this study is presented in the Section, «International Cooperation».)

Dedicated sessions including contributions from the assessment group as well as HRA analysis teams were organized at international conferences, the 9th Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9) [3, 4, 6, 7, 10], the 2008 European Safety and Reliability (ESREL'08) [11], and the ANS Topical on Probabilistic Safety Assessment (PSA'08) conferences [9]. In addition, Dr. Dang and colleagues from the assessment group

presented a half-day briefing on the Empirical Study for the Subcommittee on Risk Assessment of the U.S. Advisory Committee on Reactor Safeguards (March 22, 2008).

National Cooperation

The research within the 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.

In particular, in the doctoral dissertation research in the area of dynamic scenario analysis, the case study involves a Swiss nuclear power plant. The expertise of the utility personnel concerning plant operations, training, and the specific response strategies developed for accident scenarios will be essential to the relevance of the research and its findings. Separately, a second Swiss plant supports the EOC pilot study II.

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).

In a related development, the HRA project and Project STARS (also a PSI NES project) have a joint project to address thermal-hydraulic modeling and computational issues in the dynamic event tree framework. The aim is to exploit the framework not only to support HRA and in view of dynamic risk assessment but also to make advances in transient modeling. In particular, the framework may allow for a more efficient, systematic treatment of stochastic events and human actions in transient modeling. The HRA project provides human models and the dynamic event tree framework while STARS provides the system (thermal-hydraulic) models and expertise.

International Cooperation

The International HRA Empirical Study is hosted and coordinated by the OECD Halden Reactor Project, which provides the simulator facilities and supports the study with its staff. In addition, a diverse group of partners

including industry, regulators, and the research community, are contributing on the assessment group as well as in the HRA analyst teams. These include the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Sciencetech 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.; Paul Scherrer Institut, Switzerland; 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). In 2008, the group coordinated by PSI published «HRA Data and Recommended Actions to Support the Collection and Exchange of HRA Data» [15]. This work is aimed at the establishment of a Nuclear Energy Agency project on the exchange of HRA data [14]. A workshop, «Simulator Studies for HRA», is scheduled for November 2009.

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 [12]. The cooperation with UMD resulted in a three-week visit at UMD by D. Mercurio for the development and implementation of the Swiss input deck in ADS, planning of the joint work, and PSI support for the new XML data structure.

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 [16], [17]. Currently, the focus concerns the expert modeling work.

Assessment 2008 and Perspectives for 2009

EOC methodology – identification and quantification

1. Evaluate the CESA method on the basis of a simulator data

The evaluation of the CESA method is based on the results within the HRA Empirical Study. Some initial feedback for the method was provided based on the Empirical Study's first phase. The sub-mission in 2008 of the CESA analyses for the Loss of Feedwater scenarios completes the set of predictions on which the method will be based. In 2009, the qualitative results for all HFEs (an

additional 9 HFEs) will be made available and the initial comparison of the quantitative results will be presented to the HRA teams. This will allow CESA quantification to be evaluated on a broader set of HFEs. The evaluation of the CESA method will be reported for the HFEs for the SGTR scenario.

EOC pilot study II

2. Carry out a plant-specific study to identify potential EOC vulnerabilities for a Swiss plant

The initial screening process for definition of EOC events has been carried out for a Swiss plant: KKL. Seven EOC events were retained as a result of the screening process, based on their risk importance. As part of the information gathering for the study, observations were performed at an operator training session involving two scenarios. The visit was a good opportunity for familiarization with the control room layout, the organization of the crew, the way of using procedures, the response to alarms, and communication among the operators. KKL has been very cooperative and supportive in providing the information required and further information they identified as significant for the EOC pilot study.

The next steps of the study will be to identify the specific scenarios in which the EOC events may occur and then analyze and quantify them. These will be the goals for 2009. In addition to an understanding of the significance of EOCs for this specific plant, an important result of next year's activity will be an evaluation of the performance of the CESA method. In particular, as the application of the method is new to BWRs (the earlier pilot study dealt with a Swiss Pressurized Water Reactor, PWR), it will be important to evaluate to what extent the application of the method is sensitive to differences in plant design and in the conception of the EOPs. In addition, differences in the PSA model (e.g. in the scope of the fault trees and top events) are expected to play a role in the implementation of the method.

Dynamic scenario analysis – tool, models, and case study

3. Develop the inputs specific to the Swiss plant and perform simulation analyses with successive upgrades of the operator model.

During 2008, the inputs for the thermal-hydraulic model of the Swiss plant were refined, adding controls and automatic system actuations, additional plant parameters at the human-machine interface used by the opera-

tors, and applicable emergency operating procedures. The scenario analysis tool and the operator model were upgraded with new input and output data structures, which provide for a robust, automated validation of the input and improved post-simulation analysis capabilities. This work was facilitated by good coordination and cooperation in the frame of the partnership with the University of Maryland, including a three-week stay by D. Mercurio at the university.

In the operator modeling work, emphasis was given to the treatment of crew time performance variability in the dynamic event tree and to post-simulation analysis [13]. Several schemes for discretization of the time variability distributions and their efficient implementation in ADS have been tested with the help of Monte Carlo task simulation. In addition, the development of the DET-parser for visualization techniques and especially the SVG-based DET resulted in a tool very help-ful for post-simulation analyses, i.e. for the interpretation of the results. These developments have been tested on a case study involving a small LOCA. Finally, a step forward to enable PSI to modify and update all parts of the ADS tool was achieved by updating the C++ and FORTRAN compilers to the latest available versions. The goals of the work in 2009 center on a) finishing the development of the crew model b) developing strategies for post-simulation analysis c) application and analysis of small LOCA for Swiss plant, and d) PhD thesis and defense of D. Mercurio.

International HRA Empirical Study

The focus of the HRA Empirical Study was on the analysis of the simulation data and the derivation of the reference data for all of the remaining HFEs (7 of 9) for the SGTR scenario. Furthermore, the assessment group prepared the information package for the LOFW scenario and the HRA teams submitted their analysis for this scenario. In parallel, the assessment group reviewed the submitted SGTR analyses in preparation and has started the comparison. For 2009, a workshop to present the complete qualitative and quantitative SGTR comparison results to the HRA teams and obtain feedback is scheduled for March 2009. The workshop will be based on a draft report to be revised to consider this feedback, as was done in the first phase. A second workshop is planned for Fall 2009, to present the LOFW comparison results and the overall benchmark results and conclusions.

Other HRA Work

PSI leads the technical committee organizing a joint NEA WGRisk/WGHOF workshop on the topic of «Simulator Studies for HRA», scheduled for November 4–6, 2009. In addition to promoting data collection in simulators through the sharing of experience, the workshop is intended to support an effort to establish an NEA project for the exchange of HRA data.

Publications

Project-related publications during 2008 are listed by topic area and, within each area, alphabetically by author.

EOC Methods

- [1] *B. Reer*: «Review of advances in human reliability analysis of errors of commission, Part 1: EOC identification.», *Reliability Engineering & System Safety* (ISSN 0951-8320), 93(8) (2008), 1091-1104.
- [2] *B. Reer*: «Review of advances in human reliability analysis of errors of commission, Part 2: EOC quantification.», *Reliability Engineering & System Safety* (ISSN 0951-8320), 93(8) (2008), 1105-1122.
HRA Empirical Study (Benchmarking Study)
- [3] *V.N. Dang, A. Bye, E. Lois, J.A. Forester, P.O. Braarud*: Benchmarking HRA methods against simulator data – Design and organization of the International HRA Empirical Study, *Proc. 9th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9)*, Hong Kong, China, 18.–23.05.2008.
- [4] *V.N. Dang, J.A. Forester, A. Bye, E. Lois, H. Broberg, G.W. Parry, J.A. Julius*: Results from a pilot benchmarking study of HRA methods – A comparison of method predictions against the outcomes observed in the simulator study, *Proc. 9th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9)*, Hong Kong, China, 18.–23.05.2008.
- [5] *V.N. Dang, L. Podofillini*: Evaluating HRA Methods in the Simulator – the problem of operationalizing performance influences in HRA and in data analysis. *Proc. Enlarged Halden Programme Group (EHPG) Meeting, CD-ROM, Loen, Norway, 18.–23.05.2008.*
- [6] *J.A. Forester, V.N. Dang, A. Bye, E. Lois*: Defining the HRA analysis task in HRA method benchmarking – Approaches and outcomes in the International

al Empirical Study, Proc. 9th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9), Hong Kong, China, 18.–23.05.2008.

- [7] *J.A. Forester, V.N. Dang, A. Bye, E. Lois, G.W. Parry, J. Julius*: Benchmarking Human Reliability Analysis (HRA) methods against simulator data – Method for the Comparison, Proc. 9th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9), Hong Kong, China, 18–23.05.2008.
- [8] *E. Lois, V.N. Dang, J. Forester, H. Broberg, S. Mas-saiu, 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.
- [9] *E. Lois, G.W. Parry, J. Julius, J.A. Forester, A. Bye, H. Broberg, V.N. Dang*: The International Empirical HRA Study Using Simulator Human Performance Data, Proc. ANS Int. Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment (PSA'08), Knoxville, 7.–11.09.2008.
- [10] *G.W. Parry, E. Lois, J.A. Forester, V.N. Dang, J. Julius, A. Bye*: Insights from comparison of HRA method predictions with empirical data on human performance in accident scenarios, Proc. 9th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9), Hong Kong, China, 18.–23.05.2008.
- [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. ISBN: 978-0-415-48513-5.

Dynamic Scenario Analysis

- [12] *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.
- [13] *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. Available on line at: <http://dx.doi.org/10.1016/j.aap.2008.08.013>.

HRA data

- [14] *V.N. Dang, N.O. Siu, A. Amri*: Human Reliability – WGRisk Findings and Outlook for Data Collection and Exchange, Proc. ANS Int. Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment (PSA'08), Knoxville, 7.–11.09.2008.
- [15] *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.

Other

- [16] *L. Podofillini, E. Zio*: Designing A Risk-Informed Balanced System By Genetic Algorithms: Comparison Of Different Balancing Criteria, Reliability Engineering and System Safety 93 (2008) 1842–1852 ISSN: 0951-8320.
- [17] *L. Podofillini, V.N. Dang, E. Zio, P. Baraldi, M. Librizzi*: Techniques for verification of expert models for dependence assessment in human reliability analysis, Proc. 9th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9), Hong Kong, China, 18.–23.05.2008.

References

- [18] *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): 187-205.3.
- [19] *B. Reer, V.N. Dang*: The Commission Errors Search and Assessment (CESA) Method, PSI Bericht Nr. 07-03, Villigen PSI, May 2007.
- [20] *B. Reer, V.N. Dang*: A Technique for Scaling of Decision Error Opportunities Based on Situational Features Identified from Operational Events, in: M. G. Stamatelatos and H. S. Blackman (eds.), Proc. 8th International Conf. on Probabilistic Safety Assessment & Management (PSAM8), New Orleans, USA, May 15–18, 2006, ASME Press, New York, CD-ROM, ISBN 0791802442.

Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW

Modifikation und Validierung des Anforderungsanalyseverfahrens

Autor und Koautoren	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

Ziel unseres Projektes ist es, auf der Basis der neuesten Befunde aus dem Gebiet der Anforderungsanalyse, ein Anforderungsanalyseinstrument zu konstruieren, mit dessen Hilfe die Anforderungsprofile des Schichtpersonals von Kernkraftwerken relativ einfach erfasst und aktualisiert werden können. Zudem sollen mit Hilfe dieses Instruments aktueller Anforderungsprofile für die Funktionen Pikettingenieur, Schichtchef und Reaktoroperateur erstellt werden.

In diesem Projektjahr lag der Fokus unserer Arbeit einerseits darauf, die Benutzerfreundlichkeit des in den letzten zwei Jahren erarbeiteten Verfahrens zu erhöhen und andererseits die Güte des Verfahrens zu überprüfen. Auf der Basis früherer Erhebungen

sowie Experteneinschätzungen nahmen wir diverse Verbesserungen im Bereich der Fähigkeitsdefinitionen, Fähigkeitsabgrenzungen und Ankerbeispielen vor. Auch wurde die Qualität der Übersetzung nochmals optimiert.

Die Güte des Verfahrens überprüften wir mit Hilfe einer Reihe von Referenzstudien. Wir konnten dabei zeigen, dass das Verfahren sowohl im 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.

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 20–70 % aller Systemfehler in Kernkraftwerken 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 sind 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 wurden. In der Zwischenzeit haben sich die Arbeitsbedingungen auf Grund 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 Pickettingenieur, Schichtchef und Reaktoroperateur 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 nur in Englisch erhältlich ist und aus dem amerikanischen 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 (Pickettingenieur, Schichtchef und Reaktoroperateur) wurde ersichtlich, dass sich die drei Tätigkeiten signifikant unterscheiden.

Auf Grund der Befragungsdaten konnten wir zudem zeigen, dass die Jobinhaber den F-JAS als angemessen in der Länge, Komplexität und Schwierigkeit erachten. Auch zeigte sich, dass die Befragten mit der Vollständigkeit der erhobenen Fähigkeiten zufrieden sind. Sie gaben jedoch an, dass im Bereich der verwendeten Begriffe und den verwendeten Ankerbeispielen Verbesserungsbedarf besteht. Dies zeigte sich auch darin, dass die Befragten oft auf zusätzliche Erläuterungen der Befragungsleiter angewiesen waren. Zusätzlich wurde dieser Kritikpunkt auch wiederholt in persönlichen Gesprächen mit den Befragten genannt.

Der Fokus des 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. Die Arbeit gliederte sich dabei in drei Hauptbereiche:

1. Modifikation des Verfahrens auf der Basis der durchgeführten Befragung sowie zusätzlicher Experteneinschätzungen
2. Validierung des Verfahrens auf der Basis weiterer nicht an den Werken durchgeführter Studien
3. Überprüfen des Einflusses verschiedener erhebung relevanter Faktoren wie: Wahl der Beurteiler, Analyseebene und Komplexität der verwendeten Fähigkeitsdimensionen.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Ziel unserer Arbeit ist, wie oben beschrieben, ein Anforderungsanalyseinstrument zu erarbeiten, mit dessen Hilfe die Kernkraftwerke relativ eigenständig ihren Bedürfnissen entsprechend Anforderungsprofile erheben können. Zentrales Anliegen dabei ist, dass das erarbeitete Verfahren sowohl von der Benutzerfreundlichkeit als

auch von der Güte her hohe Ansprüche erfüllt. Bevor wir auf die diesjährig durchgeführten Massnahmen zur Erhöhung der Benutzerfreundlichkeit wie auch Sicherstellung der Güte näher eingehen, möchten wir einen kurzen Überblick über das von uns erarbeitete Anforderungsanalyseverfahren geben.

Fleishman-Job-Analyse-System für eigenschaftsbezogene Anforderungsanalysen (F-JAS)

Als arbeitsanalytisches Messinstrument verwendeten wir das F-JAS (Fleishman-Job-Analyse-System für eigenschaftsbezogene Anforderungsanalysen). Es handelt sich dabei um eine deutsche, von uns modifizierte Version des Fleishman Job Analysis Survey (Fleishman, 1992). Das F-JAS erhebt 73 Fähigkeiten aus vier Fähigkeitsbereichen (kognitive Fähigkeiten, psychomotorische und

physische Fähigkeiten, sensorische Fähigkeiten, interpersonelle und soziale Fähigkeiten). Tabelle 1 gibt einen Überblick über die einzelnen im F-JAS verwendeten Fähigkeiten.

Alle 73 Fähigkeiten, die mit dem F-JAS erhoben werden können, sind in analoger Weise aufgebaut (siehe Abbildung 1). Oben rechts findet sich die Bezeichnung der Fähigkeit und links davon eine Definition. Darunter befindet sich ein Kasten, in dem die erhobene Fähigkeit von ähnlichen Fähigkeiten abgegrenzt wird. Zuunterst ist eine siebenstufige Skala angefügt, auf deren linken Seite sich zwei Extremdefinitionen für eine hohe und eine tiefe Ausprägung der Fähigkeit finden. Auf der rechten Seite ist die Skala mit Tätigkeitsbeispielen aus dem Alltag ergänzt, die den Befragten als Vergleichswerte für die Einschätzung der Tätigkeiten dienen sollen.

<p>Kognitive Fähigkeiten</p> <ol style="list-style-type: none"> Mündliches Verständnis Schriftliches Verständnis Mündlicher Ausdruck Schriftlicher Ausdruck Ideenfluss Originalität Merkfähigkeit Problemwahrnehmung Mathematisches Schlussfolgern Umgang mit Zahlen Deduktives Schlussfolgern Induktives Schlussfolgern Ordnen von Informationen Kategorienflexibilität Geschwindigkeit der Prägnanzbildung Flexible Prägnanzbildung Räumliche Orientierung Bildliches Vorstellungsvermögen Wahrnehmungsgeschwindigkeit Selektive Aufmerksamkeit Simultane Informationsverarbeitung 	<ol style="list-style-type: none"> Geschwindigkeitskontrolle Reaktionszeit Arm-Hand-Stabilität Geschicklichkeit der Hand Geschicklichkeit der Finger Geschwindigkeit der Handgelenk-/Finger-Bewegungen Geschwindigkeit der Bewegung von Gliedmassen <p>Physische Fähigkeiten</p> <ol style="list-style-type: none"> Statische Kraft Dynamische Kraftentfaltung Kraftausdauer Rumpfkraft Beweglichkeit Dynamische Flexibilität Gesamtkörper-Koordination Gleichgewichtssinn Kondition <p>Sensorische Fähigkeiten</p> <ol style="list-style-type: none"> Nahsicht Fernsicht Farbunterscheidung Nachtsicht Peripheres Sehvermögen Tiefenwahrnehmung Blend-Unempfindlichkeit Hörsensitivität Selektives Hören 	<ol style="list-style-type: none"> Richtungs-Hören Spracherkennung Klarheit der Sprache <p>Soziale und interpersonelle Fähigkeiten</p> <ol style="list-style-type: none"> Freundlichkeit Verhaltensflexibilität Koordination Zuverlässigkeit Aktives Vertreten der eigenen Meinung Verhandlungsgeschick Überzeugungskunst Kontaktfähigkeit Soziale Konformität Soziales Feingefühl Emotionale Kontrolle Sicheres Auftreten Coaching Mündliches Ermittlungsgeschick Leistungsmotivation Offenheit für Neues Selbstständigkeit Mentale Ausdauer Vermeiden vorschneller Entscheidungen Argumentation Frustrationstoleranz
--	--	---

Tabelle 1: Überblick der im F-JAS verwendeten Fähigkeiten nach Fähigkeitsgruppen geordnet

1. Mündliches Verständnis

Dies ist die Fähigkeit, gesprochene Worte und Sätze anzuhören und zu verstehen.

Wie sich „Mündliches Verständnis“ von anderen Fähigkeiten unterscheidet	
„Mündliches Verständnis“: Beinhaltet das Hören und Verstehen gesprochener Worte und Sätze anderer.	vs. „Schriftliches Verständnis“: Beinhaltet das Lesen und Verstehen geschriebener Worte und Sätze.
	vs. „Mündlicher Ausdruck“ und „Schriftlicher Ausdruck“: Beinhaltet das Sprechen oder Schreiben von Worten und Sätzen, so dass andere diese verstehen.

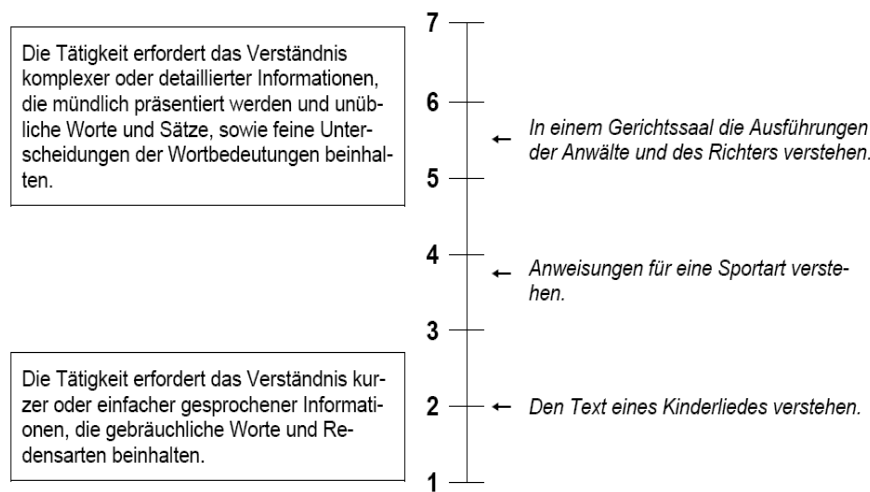


Abbildung 1: Darstellung einer Fähigkeitsskala am Beispiel der Fähigkeit «mündliches Verständnis».

Arbeiten 2008

Wie oben beschrieben lag der Fokus des Projektjahres 2008 auf drei Punkten:

1. Modifikation des Verfahrens auf der Basis der durchgeführten Befragung sowie zusätzlicher Experteneinschätzungen
2. Validierung des Verfahrens auf der Basis weiterer nicht an den Werken durchgeführter Studien
3. Überprüfen des Einflusses verschiedener erhebungssrelevanter Faktoren wie: Wahl der Beurteiler, Analyseebene und Komplexität der verwendeten Fähigkeitsdimensionen

1. Modifikation des Verfahrens

Wie oben bereits beschrieben, liessen wir in einer ersten Erhebung 2007 (siehe Jahresbericht 2007) das F-JAS vom befragten Kontrollraumpersonal bezüglich Länge, Komplexität, Schwierigkeit und Vollständigkeit einschätzen. Die Befragten beurteilten das Verfahren in allen Bereichen als angemessen. Aus persönlichen Gesprächen mit Befragten und ergänzenden Angaben wurde jedoch ersichtlich, dass insbesondere im Bereich der verwendeten Begriffe noch Verbesserungsbedarf besteht. Als weitere Schwachstelle gaben die Befragten eine Reihe von Ankerbeispielen an, die sie teilweise als unpassend,

veraltet oder unverständlich einschätzten. Auch fanden sie es verwirrend, dass die Ankerbeispiele auf Intervallskalenniveau eingefügt waren, die Antworten jedoch als ganze Werte angegeben werden mussten.

Nach diesem Feedback liessen wir den Fragebogen von einem vierköpfigen Expertenteam¹ auf die angegebenen Punkte hin beurteilen. Auf Grund ihrer Rückmeldungen veränderten wir das Verfahren wie folgt:

Änderungen im Bereich der Definition und Begriffserklärungen

Wir vereinfachten und vereinheitlichten die Übersetzung im Vergleich zur ersten Version in folgenden Punkten.

- Wir ersetzten all jene Fähigkeitstitel, die missverständlich sein konnten. So benannten wir bspw. die Fähigkeit «Mehrfacharbeit» in «simultane Informationsverarbeitung» um, da der Fokus der Fähigkeit nicht in erster Linie darauf liegt, verschiedene Tätigkeiten gleichzeitig zu erledigen, sondern verschiedene Informationsquellen in einer schnellen Sequenz zu erfassen.
- Auch liessen wir bei den sensorischen Fähigkeiten Teile der Definition weg, sofern diese keine zusätzliche Information zur Einschätzung der Fähigkeit, sondern in erster Linie theoretische Hintergrundinformation zur Fähigkeit an sich lieferten. Ein Beispiel dafür liefert die Fähigkeit «Nachtsicht». Die Beschreibung dieses Merkmals in der Originalversion – «This is the ability to make visual distinctions under low light conditions. [It is related to the function of dark adaptation, the process by which your eyes adjust to reduced lighting. Since color receptors in the eye do not work under low light, tasks that require high levels of night vision cannot require high levels of color discrimination.]» – wurde übersetzt als: «Dies ist die Fähigkeit, bei schwachem Licht visuelle Unterscheidungen zu machen.»
- Auch vereinfachten und vereinheitlichten wir die ursprüngliche Übersetzung in mehreren Schritten noch zusätzlich, so dass die verwendete Sprache auch für Nicht-Psychologen gut verständlich ist.

Änderungen im Bereich der Anker

Wir ersetzten Anker in den Fällen, in denen sie:

- offensichtlich «kulturspezifische» Besonderheiten aufwiesen (z.B. «Recite the Gettysburg address after studying it for fifteen minutes» als Aufgabenanker für die Fähigkeit/Fertigkeit «Merkfähigkeit»);
- veraltet waren (z.B. «Imagine how to put paper in the typewriter so the letterhead comes out at the top» als Aufgabenanker für die Fähigkeit/Fertigkeit «Bildliches Vorstellungsvermögen»);

- als unklar oder missverständlich aufgefasst werden konnten (z.B. «Understand a lecture on metaphysics» als Aufgabenanker für die Fähigkeit/Fertigkeit «Mündliches Verständnis». Hier wurde von den Befragten der Begriff «Metaphysik» nicht verstanden).
- Weiter wurden die Verankerungen der Aufgabenanker auf ¼-Punkte gerundet. So nehmen die Aufgabenanker in der modifizierten Version nur noch Werte von .0, .25, .5 und .75 an und keine Zwischenwerte. Sowohl bei der englischen Originalversion als auch bei den von uns ersetzten Anker basierte die Platzierung auf gemittelten Experteneinschätzungen. Eine Platzierung der Anker auf die exakten Mittelwerte – wie dies in der englischen Originalversion und unserer ersten Version vorgenommen wurde – täuscht eine Präzision vor, die die Beurteiler unserer Erfahrung nach nur unnötig verwirrt. Ein Runden der Einschätzungen auf ganze Skalenpunkte wäre für die Beurteiler zwar intuitiv am einfachsten, da sie die Einschätzungen auch in ganzen Werten vornehmen müssen, würde die Skala aber in einem hohen Masse verzerren. Die auf ¼-Skalenpunkte genaue Platzierung der Anker ist eine der effektiven Genauigkeit der Werte angemessene Unterteilung.

Änderungen im Bereich der Fähigkeitsabgrenzungen

Schliesslich wurden für alle 21 sozialen/interpersonellen Skalen Hinweise für eine Abgrenzung der jeweiligen Fähigkeiten zu verwandten Merkmalen eingefügt, die in der Originalversion fehlten, so dass in der vorliegenden deutschen Fassung alle Skalen ein einheitliches Format aufweisen.

2. Referenzstudien zur Bestimmung der Güte des F-JAS

Um die Güte des F-JAS umfassend zu analysieren, führten wir neben den Erhebungen in den Werken, eine Reihe von Referenzstudien ausserhalb der Werke durch². Insgesamt umfassen die durchgeführten Studien (inklusive Kernkraftwerke) Tätigkeitsanalysen von n = 308 Beurteilern, die sieben verschiedene Tätigkeiten mit dem F-JAS analysiert haben. Bei allen analysierten

1 Höhersemestrige Studenten aus der Fachrichtung Arbeits- und Organisationspsychologie, alle mit mehrmonatiger, intensiver Erfahrung mit dem Verfahren.

2 Die im Folgenden aufgeführten Ergebnisse lassen sich auch in Kleinmann, M., Manzey D., Schumacher S. & Fleishman E. A. (in Vorbereitung) nachlesen.

Tätigkeiten handelte es sich um operationelle Berufe mit und ohne Führungsaufgaben, die im Rahmen von grösseren Betrieben (Kernkraftwerk, Feuerwehr, Rettungsdienst, Bundesbahn und Flughafen) angesiedelt sind. Gleichwohl wurden aus Ökonomiegründen nicht immer alle 72 Skalen für die Analysen herangezogen. So wurden bei den Analysen von verschiedenen Tätigkeiten in Kernkraftwerken (Pikettingenieur, Schichtchef, Reaktoroperateur; Studien 1–3) jeweils nur wenige Skalen aus den Bereichen psychomotorische bzw. physische Fähigkeiten berücksichtigt, da sie für diese Tätigkeiten, die vorwiegend im Kontrollraum stattfinden, kaum eine Rolle spielen. Ähnlich verhält es sich bspw. auch bei der Tätigkeit als Zugverkehrsleiter. Bei der Analyse der Tätigkeiten von Vorfeldkontrolleuren eines Flughafens

(Studie 6) wurden nur die Skalen zu kognitiven, psychomotorischen und sensorischen Fähigkeiten eingesetzt³. Alle Analysen wurden auf der Ebene der Gesamttätigkeit durchgeführt. Als Beurteiler wurden in der Regel Stelleninhaber herangezogen, die die zu analysierende Tätigkeit im Mittel schon seit einigen Jahren ausführten. Einen Überblick über die verschiedenen Studien im Hinblick auf die analysierte Tätigkeit, Merkmale der Beurteilerstichprobe und die Anzahl jeweils berücksichtigter Skalen gibt die Tabelle 2.

³ Diese Daten entstammen einer Kooperationsarbeit mit Dr. Andreas Müller (Institut und Poliklinik für Arbeits-, Sozial- und Umweltmedizin, Klinikum der Universität München, Ziemssenstr. 1, D-80336 München)

Studie	Tätigkeit	Beurteilerstichprobe				Einbezogene Skalen
		N	Art	Alter	Erfahrung	
1	Pikettingenieur	40	SI	49,03 (7,28)	11,24 (8,62)	Kognitiv (16) Psychomotorisch (2) Physisch (4) Sensorisch (10) Sozial/interpersonell (19)
2	Schichtchef	60	SI	51,07 (6,53)	13,28 (8,59)	Kognitiv (16) Psychomotorisch (2) Physisch (4) Sensorisch (10) Sozial/interpersonell (19)
3	Reaktoroperateur	87	SI	43,98 (8,69)	10,68 (9,60)	Kognitiv (16) Psychomotorisch (2) Physisch (4) Sensorisch (10) Sozial/interpersonell (19)
4	Feuerwehrmann	42	SI	37,37 (9,20)	10,52 (10,18)	Kognitiv (21) Psychomotorisch (10) Physisch (9) Sensorisch (10) Sozial/interpersonell (20)
5	Rettungssanitäter	41	SI	34,70 (6,85)	9,58 (7,11)	Sensorisch (11) Kognitiv (20) Psychomotorisch (9) Physisch (8) Sensorisch (10) Sozial/interpersonell (21)
6	Vorfeldkontrolleur	14	SI (12) VG (1) AB (1)	41,20 (11,9)	15,8 (9,6)	Kognitiv (21) Psychomotorisch (19) Physisch (-) Sensorisch (10) Sozial/interpersonell (-)
7	Zugverkehrsleiter	24	SI	35,79 (7,76)	16,87 (8,92)	Kognitiv (19) Psychomotorisch (3) Physisch (-) Sensorisch (10) Sozial/interpersonell (21)

Tabelle 2: Übersicht über die in den sieben Referenzstudien beurteilten Tätigkeiten, Beurteilerstichproben und jeweils einbezogenen Skalen des F-JAS. Die Merkmale der Beurteilerstichproben umfassen den Umfang (N), die Art der Expertise (Stelleninhaber, SI; Vorgesetzte, VG; Ausbilder, AB), das Alter in Jahren (Mittelwert, Streuung in Klammer) sowie die Erfahrung mit der zu beurteilenden Tätigkeit in Jahren (Mittelwert, Streuung in Klammern).

Studie	Tätigkeit	N	Intraklassenkorrelation (einzelnes Profil)	Intraklassenkorrelation (Durchschnittsprofil)	Geschätzte Intraklassenkorrelation für n = 15
1	Pikettingenieur	40	.60	.98	.96
2	Schichtchef	60	.46	.98	.93
3	Reaktoroperateur	87	.41	.98	.91
4	Feuerwehrmann	42	.26	.94	.84
5	Rettungssanitäter	41	.27	.94	.85
6	Vorfeldkontrolleur	14	–	.93	–
7	Zugverkehrsleiter	24	.40	.94	.91

Tabelle 3: Reliabilitätsschätzungen für die mit dem F-JAS ermittelten Anforderungsprofile auf Basis von Intraklassen-Korrelationen.

	PI	SC	RO	FW	RS	VK	FL	PS	ZV
PI	----	.95 (n=51)	.88 (n=51)	.10 (n=50)	.61 (n=51)	.56 (n=28)	.47 (n=34)	.15 (n=34)	.63 (n=44)
SC		----	.92 (n = 51)	.10 (n=50)	.63 (n=51)	.56 (n=28)	.51 (n=34)	.16 (n=34)	.68 (n=44)
RO			----	.18 (n=50)	.54 (n=51)	.56 (n=28)	.58 (n=34)	.24 (n=34)	.77 (n=44)
FW				----	.43 (n=68)	.28 (n=42)	.26 (n=48)	.53 (n=48)	.48 (n=53)
RS					----	.51 (n=41)	.36 (n=48)	.11 (n=48)	.40 (n=54)
VK						----	.77 (n = 43)	.37 (n = 43)	.61 (n=34)
FL							----	.41 (n = 50)	.85 (n=41)
PS								----	.27 (n=41)
ZV									----

Tabelle 4: Interkorrelationen (Spearman's Rho) der mit dem F-JAS ermittelten Anforderungsprofile für verschiedene Tätigkeiten auf der Basis der jeweils bei beiden Tätigkeiten berücksichtigten Skalen. (PI: Pikettingenieur, SC: Schichtchef, RO: Reaktoroperateur, FW: Feuerwehrmann; RS: Rettungssanitäter; VK: Vorfeldkontrolleur; FL: Fluglotse; PS: Pilotenschüler; ZV: Zugverkehrsleiter). Interkorrelationen von über .75 sind hellgrün hervorgehoben. Die Angaben zu den Tätigkeiten von Fluglotsen und Verkehrsflugzeugführern in der Ausbildung entstammen Heintz (1998) sowie Maschke & Goeters (1999) und wurden im deutschsprachigen Bereich mit der Originalversion des F-JAS durchgeführt.

Für jedes der in den verschiedenen Studien ermittelten Anforderungsprofile wurden Reliabilitätsschätzungen auf Basis von Intraklassen-Korrelationen berechnet. Die Ergebnisse sind in Tabelle 3 zusammengefasst. Dargestellt sind jeweils die Schätzungen für Profile von einzelnen Beurteilern («einzelnes Profil»), für die über alle Beurteiler gemittelten Durchschnittsprofile sowie Durchschnittsprofile auf Basis einer fiktiven Anzahl von n = 15 Beurteilern. Letztere Schätzungen wurden bere-

chnet, indem die ermittelten Intraklassen-Korrelationen für Einzelprofile auf der Basis von Spearman-Brown-Korrekturen aufgewertet wurden. Die Ergebnisse bestätigen weitgehend die oben geschilderten Befunde für die Originalversion des F-JAS. Insbesondere die Reliabilitäten für Anforderungsprofile, die auf der Basis gemittelter Einschätzungen einer grösseren Beurteilerstichprobe ermittelt werden, können als hochreliabel eingestuft werden. Dabei liefern bereits Beurteilergruppen von n = 15

Beurteilern gute bis sehr gute Werte. Das gilt nicht für die Ergebnisse von Tätigkeitsanalysen, die von einzelnen Beurteilern stammen. Hier wird nur in einer Studie (1) ein einigermassenzufrieden stellender Wert erreicht.

Zur Prüfung der «Konstruktvalidität» der mit dem F-JAS ermittelten Anforderungsprofile wurden die Rangkorrelationen der durchschnittlichen Anforderungsprofile für die in den Referenzstudien analysierten Tätigkeiten sowie die aus anderen Studien ergänzten Profile bestimmt. Es wurde erwartet, dass die Profile für verwandte Tätigkeiten (z.B. Schichtchef und Reaktoroperateur; Vorfeldkontrolleur und Fluglotse) im Sinne einer konvergenten Validität deutlich höher untereinander korrelieren, als die Profile für unterschiedliche Tätigkeiten (z.B. Feuerwehrmann und Fluglotse). Die Ergebnisse sind in Tabelle 4 zusammengefasst.

Insgesamt bestätigt das Interkorrelationsmuster die Erwartungen. Die höchsten Profilinterkorrelationen ($r \geq .88$) zeigen sich für die jeweils eng verwandten Tätigkeiten in Kernkraftwerken, die beiden Tätigkeiten aus dem Bereich der Flugsicherung (VK und FL; $r = .77$) sowie die verwandten Tätigkeiten des Fluglotsen und Zugverkehrsleiters (FL und VK; $r = .85$) bzw. des Reaktoroperateurs und des Zugverkehrsleiters (RF und ZV; $r = .77$). Entsprechend geringe Interkorrelationen zeigen sich bei Tätigkeiten, die im Hinblick auf die Domäne und die Tätigkeitsinhalte sehr unterschiedlich sind (z.B. SH vs. FW/PS $r = .10 / r = .16$). Insgesamt weisen diese Befunde auf eine deutliche Konvergenz der F-JAS-Befunde für ähnliche Tätigkeiten hin und belegen damit auch eine mögliche Generalisierung von F-JAS-Befunden über Familien ähnlicher Tätigkeiten hinweg. Gleichzeitig wird deutlich, dass sich unterschiedliche Tätigkeiten, in ihren relativen Anforderungen an die dafür notwendigen Fähigkeiten und Fertigkeiten, gut mit dem F-JAS differenzieren lassen.

3. Massnahmen zur Erhöhung der Akkuratheit des F-JAS

Wie wir oben beschrieben haben, war ein wichtiges Ziel des Jahres 2008, die Güte der mit Hilfe des F-JAS erhobenen Daten sicherzustellen. Wir konnten bereits mit Hilfe der Referenzstudien zeigen, dass das Verfahren hohe Reliabilität wie auch Validität besitzt.

Trotz der hohen Güte des Verfahrens war es uns wichtig, den Einfluss einiger zusätzlicher Variablen etwas genauer zu untersuchen. Für unsere Arbeit erachteten wir insbesondere die Variablen-Wahl der Beurteiler, Analyseebene und Komplexität der verwendeten Fähigkeitsdimensionen als relevant.

Wahl der Beurteiler

Die Qualität von Tätigkeitsanalysen mit dem F-JAS hängt unmittelbar von einer sachgerechten Auswahl der Personen ab, die die Beurteilungen der verschiedenen Fähigkeiten und Fertigkeiten im Hinblick auf eine Tätigkeit, einzelne Tätigkeitskomponenten oder Arbeitsaufgaben vornehmen. Geeignete Experten für diese Beurteilungen können Stelleninhaber, Vorgesetzte, Ausbilder, professionelle Tätigkeitsanalytiker oder sonstige Personen sein, die mit den Anforderungen der zu analysierenden Tätigkeit sehr gut vertraut sind. Das wichtigste Kriterium für die Auswahl der Beurteiler ist damit ihre Kenntnis von der Tätigkeit und den einzelnen Aufgaben, die im Rahmen der Tätigkeit zu erledigen sind. Infolgedessen stellt die Beurteilung durch Stelleninhaber selbst dabei oft den Ansatz der Wahl dar. Da sie die Tätigkeit selbst ausüben, sind sie für gewöhnlich am besten in der Lage zu beurteilen, welche Fähigkeiten und Fertigkeiten in welchem Umfang für eine Tätigkeit erforderlich sind (Kleinmann et al., in Vorbereitung). Auch wir nutzten für unsere Erhebung Jobinhaber als Informationsquelle.

Zur Überprüfung des Einflusses der zu beurteilenden Person auf die Genauigkeit der Ergebnisse liessen wir bei einer Referenzstichprobe nicht nur Jobinhaber die zu beurteilende Tätigkeit einschätzen, sondern zusätzlich Studenten, denen wir eine ausführliche Tätigkeitsbeschreibung zur Verfügung stellten. Die beiden Stichproben verglichen wir danach mit einem Expertenprofil. Dies wurde mit Hilfe von Tätigkeitsexperten wie Schulungsleiter, Vorgesetzte, langjährige und besonders ausgezeichnete Mitarbeiter usw. auf Grund eines Diskursratingverfahrens⁴ erhoben.

Die Ergebnisse zeigen, dass die Jobinhaberurteile eine höhere Übereinstimmung mit den Expertenurteilen aufweisen als die Urteile der jobunerfahrenen Personen.

Analyseebene

Mit Hilfe des F-JAS lässt sich eine Tätigkeit auf drei Ebenen einschätzen – auf der Ebene der Gesamttätigkeit, einzelner Tätigkeitskomponenten oder einzelner Aufgaben (Kleinmann et al., in Vorbereitung).

Bei Analysen auf der Tätigkeitsebene wird jede Fähigkeit in Beziehung zur Gesamttätigkeit eingeschätzt.

⁴ Die Befragten füllten den Fragebogen in einem ersten Schritt individuell aus. Danach wurden die individuellen Urteile in der Gruppe unter Führung eines Gesprächsleiters so lange über die Ausprägung jeder einzelnen Fähigkeit diskutiert, bis ein einheitliches Urteils gefunden wurde.

Der Beurteiler gibt also für jede Fähigkeit nur ein Urteil ab. Der Vorteil dieses Ansatzes liegt vor allem in der Zeitökonomie, sowohl bei der Erhebung der Beurteilungen (jeder Beurteiler bewertet jede Fähigkeit nur einmal) als auch bei der Datenaufbereitung und -auswertung. Bei Analysen auf Ebene von Aufgaben oder Tätigkeitskomponenten wird die Gesamttätigkeit in seine Arbeitsaufgaben bzw. in Gruppen gleichartiger Arbeitsaufgaben unterteilt und dann für jede dieser Tätigkeitskomponenten eine getrennte Beurteilung der einzelnen Fähigkeiten vorgenommen. Dieses Vorgehen ist deutlich zeitaufwendiger. Je nach Fragestellung können die einzelnen Aufgaben- bzw. Tätigkeitskomponenteneinschätzungen für sich alleine berücksichtigt oder zur Einschätzung der Gesamttätigkeit zusammengefasst werden. Bis heute gibt es keine eindeutigen Befunde darüber, ob Tätigkeitsprofile, die auf der Ebene der Gesamttätigkeit erhoben wurden oder jene, die auf der Ebene von Aufgaben bzw. Tätigkeitskomponenten erhoben wurden und danach zu einem Gesamturteil zusammengefasst, genauer sind.

Den Einfluss der Analyseebene auf die Genauigkeit der Ergebnisse überprüften wir, indem wir den zu beurteilenden Job nicht nur auf Tätigkeitsebene, sondern zusätzlich auf Tätigkeitskomponentenebene einschätzen liessen. Wir verglichen danach die Genauigkeit der auf Tätigkeitsebene erhobenen Profile mit den auf Tätigkeitskomponentenebene erhobenen. Als Genauigkeitsmass diente uns auch hier die Ähnlichkeit der Profile mit einem Expertenprofil.

Die Ergebnisse zeigen kaum einen Unterschied zwischen den beiden Erhebungsarten.

Komplexität der erhobenen Fähigkeitsdimensionen

Verschiedene Anforderungsanalyseverfahren können sich in der Komplexität der erhobenen Fähigkeitsdimensionen unterscheiden. Unter Komplexität verstehen wir in diesem Zusammenhang die Breite der einzelnen Fähigkeitsdimensionen, also den durch eine Fähigkeit abgedeckten Fähigkeitsbereich. Ein Anforderungsanalyseverfahren, das auf komplexen Fähigkeitsdimensionen basiert, hat den Vorteil, dass es mit einer relativ geringen Zahl von Fähigkeiten auskommt. Die Durchführungszeit ist daher relativ kurz. Der Nachteil liegt auf der anderen Seite bei der erhöhten Informationsmenge, die pro Fähigkeitsurteil berücksichtigt werden muss und den damit verbundenen erhöhten kognitiven Aufwand für den Beurteiler. Den Einfluss der Komplexität der erhobenen Fähigkeitsdimensionen auf die Genauigkeit der Ergebnisse über-

prüften wir, indem wir innerhalb des F-JAS nach komplexeren und weniger komplexen Fähigkeiten suchten. Wir verglichen danach die Genauigkeit von Fähigkeiten mit einer hohen Komplexität mit der Genauigkeit von Fähigkeiten mit einer geringen Komplexität. Als Genauigkeitsmass diente uns wiederum die Ähnlichkeit der Urteile mit Expertenurteilen.

Die Ergebnisse zeigen, dass wenig komplexe Fähigkeitsdimensionen genauer eingeschätzt werden als komplexe. Der Unterschied in der Genauigkeit hängt jedoch in einem hohen Masse auch von der gewählten Analyseebene ab. Schätzten die Befragten die zu beurteilende Tätigkeit als Gesamtes ein, so sind die Genauigkeitsunterschiede zwischen den hochkomplexen Fähigkeitsdimensionen und den wenig komplexen Fähigkeitsdimensionen gering. Lässt man die Befragten die Tätigkeit jedoch auf Ebene der Tätigkeitskomponenten einschätzen, so ist der Unterschied deutlich grösser.

Fazit

Die Ergebnisse zeigen, dass die Jobinhaber genauere Urteile über den Job abgeben, als jobunerfahrene Personen. Wir gehen davon aus, dass dies in erster Linie am breiteren und detaillierteren Wissen über die zu beurteilende Tätigkeit liegt. Je nach Fragestellung können natürlich auch Vorgesetzte oder Ausbilder herangezogen werden, die ebenfalls ein umfassendes Wissen über den Job besitzen.

Keinen bedeutsamen Einfluss hat die gewählte Analyseebene auf die Genauigkeit der Daten. Die erhöhte Zeitökonomie und Benutzerfreundlichkeit sprechen jedoch dafür, die Daten, wenn möglich, auf Tätigkeitsebene zu erfassen.

Einen negativen Einfluss hat hingegen die Komplexität der einzelnen Fähigkeitsdimensionen auf die Genauigkeit der Daten. Dieser Effekt ist bei Erhebungen der Gesamttätigkeit auf Tätigkeitsebene jedoch gering. Dies ist ebenfalls ein Befund, der für eine Erhebung auf Tätigkeitsebene spricht. Insbesondere, da die Verwendung komplexer Fähigkeitsdimensionen jener weniger komplexer, wiederum aus Gründen der Zeitökonomie und Benutzerfreundlichkeit, vorzuziehen ist.

Nationale Zusammenarbeit

Die Referenzstudien (4, 5 und 7) wurden in Zusammenarbeit mit Schutz und Rettung Zürich sowie den SBB durchgeführt.

Internationale Zusammenarbeit

Die Daten der Referenzstudien (6) entstammen einer Kooperationsarbeit mit Institut und Poliklinik für Arbeits-, Sozial- und Umweltmedizin des Klinikums der Universität München.

Bewertung 2008 und Ausblick 2009

Ziel des gesamten Projektes ist es, ein für die Werke angemessenes Anforderungsanalyseverfahren zu entwickeln sowie aktuelle Anforderungsprofile zu erstellen. Teilziel bis Ende 2008 war es, eine erste Version des Anforderungsanalyseverfahrens in den Werken anzuwenden, erste Anforderungsprofile zu erstellen und das Verfahren auf der Basis der an den Werken durchgeführten Studien sowie weiteren Referenzstudien zu modifizieren und zu validieren. Hauptziel der Modifizierung und Validierung des Verfahrens war eine möglichst hohe Benutzerfreundlichkeit zu erreichen und dabei die Güte des Verfahrens sicherzustellen.

Die an den Werken 2007 durchgeführten Erhebungen zeigten, dass bereits unsere erste Übersetzung des Verfahrens eine gute Benutzerfreundlichkeit aufweist. Mit den von uns in diesem Jahr vorgenommenen Modifikationen haben wir das Verfahren noch einmal deutlich verbessert. Wir sind unserem Projektziel, ein Anforderungsanalyseinstrument zu erarbeiten, mit dessen Hilfe die Kernkraftwerke relativ eigenständig und nach ihren Bedürfnissen Anforderungsprofile erheben können, damit einen grossen Schritt näher gekommen. Auf der Seite der Befragten sehen wir keinen Verbesserungsbedarf mehr. Verbesserungspotenzial besteht hingegen noch auf Seiten der Durchführenden. Bisher gibt es keine Hilfsmittel zur Durchführung und Auswertung des Verfahrens. Diese Lücke werden wir in den noch verbleibenden 5 Projektmonaten schliessen.

Es war uns auch ein grosses Anliegen, die Güte des Verfahrens sicherzustellen. Auf Grund der durchgeführten Studien an den Werken und an diversen Referenzaktivitäten konnten wir aufzeigen, dass das Verfahren sowohl reliable wie auch valide Ergebnisse liefert und dass die Erhebungsdurchführung angemessen ist. Die Güte

des Verfahrens konnte somit klar aufgezeigt werden, so dass in diesem Zusammenhang kein zusätzlicher Handlungsbedarf besteht.

Ein weiterer für das Jahr 2009 noch offener Punkt ist die Erstellung spezifischer, werkzustandsabhängiger Profile (Normalbetrieb, Störfall). Aus Gesprächen mit den Arbeitsinhabern und Experten ging hervor, dass neben einem jobübergreifenden Profil auch spezifische, auf die Werkzustände fokussierte Profile (Normalbetrieb, Störfall) erstellt werden sollten. Die entsprechenden Erhebungen an den Werken laufen im Moment. 2009 wird eine entsprechende Analyse der Daten sowie eine Dokumentation der gesamten Ergebnisse folgen.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass das Projekt «Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW» kurz vor dem Abschluss steht. Bis Ende Mai 2009 werden wir, wie oben beschrieben, noch zusätzliche Durchführungs- und Auswertungshilfen fertigstellen, letzte Verbesserungen am Skalenheft und Antwortbogen vornehmen und die bereits erhobenen Gesamtprofile mit werkzustandsspezifische Profilen ergänzen.

Referenzen

- [1] *Buffardi, L. C., Fleishman, E. A., Morath, R. A., & McCarthy, P. M.*: Relationships between ability requirements and human errors in job tasks. *Journal of Applied Psychology*, 85(4), 551-564, 2000.
- [2] *Fleishman, E. A. & Reilly, M. E. (1992)*: Administrator's guide to the Fleishman Job Analysis Survey (F-JAS). Palo Alto: Consulting Psychologists Press.
- [3] *Heintz, A. (1998)*: Anforderungsanalysen in der Flugverkehrskontrolle: Ein Vergleich verschiedener Arbeitspositionen (Forschungsbericht 98-18). Köln: Deutsches Zentrum für Luft- und Raumfahrt.
- [4] *Kleinmann, M., Manzey D., Schumacher S. & Fleishman E. A. (in Vorbereitung)*: Manual zum Fleishman Job Analyse System für eigenschaftsbezogene Anforderungsanalysen (F-JAS).
- [5] *Maschke, P. & Goeters, K.-M. (1999)*: Anforderungen an Flugschüler in der Ab-Initio-Ausbildung im Vergleich zu aktiven Linienflugzeugführern (Forschungsbericht 1999-16). Köln: Deutsches Zentrum für Luft- und Raumfahrt.

OECD Halden Reactor Project

Author and Co-author(s)	W. Wiesenack, F. Øwre
Institution	Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project
Address	P.O. Box 173, NO-1751 Halden, Norway
Tel., E-mail, Internet address	+47 69 22 00, Wolfgang.Wiesenack@hrp.no, www.ife.no/hrp
Duration of the project	2006 to 2008

ABSTRACT

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 17 countries sponsoring a jointly financed programme under the auspices of the OECD Nuclear Energy Agency. The Halden Project's research programme provides key information for use in safety assessments and licensing as well as for the reliable operation of nuclear power stations and other complex industrial processes. The programme is based on using the Halden reactor, HAMMLAB (Halden Man-Machine Laboratory) and the Halden VR-centre (virtual reality) for experimental work. The infrastructure is systematically being maintained and upgraded in order to meet existing and future requirements for carrying out experiments.

The activities in the Fuels & Materials area aim at obtaining fundamental knowledge of the properties and behaviour of nuclear fuels and materials under long-term use in reactors as well as during transients. This includes basic data on how the fuel performs in commercial light water reactors (LWRs) with emphasis on extended fuel utilisation (high burnup), and knowledge of plant materials behaviour under the combined deteriorating effects of radiation, water chemistry and stress. The results are applied in safety assessments and for the development and verification of theoretical and empirical models. During 2008, 13 experimental assemblies were irradiated in the Halden reactor under the joint programme of the OECD Halden Reactor Project, the majority of them in loop systems simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. The tests provided fuel behaviour data ranging from zero to high burnup for PWR, BWR and VVER fuel rods, and both standard UO₂, additive fuels and MOX fuels were studied. The LOCA test series continued with an experiments

using a pre-irradiated BWR fuel rod from the Leibstadt NPP. Materials testing providing data on stress corrosion cracking of reactor materials for plant lifetime assessments was carried out, and the experiments on cladding creep and cladding corrosion continued. Several other experiments were discussed within the Halden Programme Group for implementation in 2009. These comprise investigations on fuel creep and a study of fission gas release mechanisms.

The research in the Man-Technology-Organisation (MTO) area comprises empirical studies of the interaction between the reactor operators and the supervision and control systems at their disposal. It also consists of innovative work in the area of Human System Interface design and Control Room design, e.g. comparing task based, function oriented and ecological display of information. 3D visualization technologies by means of Virtual and Augmented Reality are also being developed. Experiments are carried out to investigate in which way introduction of new technologies in the control room affects the operator's performance in critical situations. The experimental data are used as technical basis for guidelines and standards for control room design and also provides inputs to human reliability assessment (HRA) as part of probabilistic safety assessments (PSA) of nuclear power plants. Also in 2008, experiments and usability tests were carried out in HAMMLAB and the VR centre with operators from Swedish NPPs. Further, work continued regarding the development and testing of improved methods and techniques for plant state monitoring and plant performance optimization including sensor validation, early fault detection and diagnosis, and thermal performance monitoring. Methods and techniques for assessment of software systems dependability were developed and demonstrated.

Project goals

The Halden Reactor Projects research programme is laid out in the framework for the period 2006–2008 [1] and in the detailed plan for 2008 [2].

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

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

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]. The following is a summary of the most important activities.

Fuels & Materials Research

During 2008, 13 experimental assemblies were irradiated in the Halden reactor as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project. The experiments comprised studies of UO₂ fuel, MOX fuel, addi-

tive and gadolinia 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. 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. Several of the investigated fuel rods contained commercial fuels irradiated in power reactors before being reinstrumented at Institute of energy technology's hot lab and then irradiated in the Halden Reactor.

Two tests, each with six highly instrumented fuel rods containing gadolinia bearing fuel and fuels with additives, continued irradiation. 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 rods in the Gd-fuel experiment operated with peak fuel temperatures close to or above the empirical FGR threshold curve and showed gradual but moderate pressure increases. A power uprate brought about small stepwise fission gas release increases. Unlike the UO₂ rods, Gd-rods have shown no densification, while swelling rates are similar for both types of fuel. The increase in rod length with time is consistent with expected irradiation growth rate.

In the experimental series addressing fuel performance at rod overpressure conditions, a test was continued with a pre-irradiated BWR segment (59 MWd/kgU) from the Leibstadt NPP. The instrumentation consists of a fuel thermocouple and a cladding extensometer. Gas lines are attached for pressurisation and γ -spectrometry measurements. An overpressure of 150 bar was maintained for ~1800 hrs. The temperature increase rate decreased from a relatively high value of ~20 °C/1000 h initially to 10–12 °C/1000 h during the last part of the period. The rod overpressure was then raised to 175 bar, which produced temperature changes in the range 16–20 °C/1000 h.

The behaviour of fuel rods under loss-of-coolant conditions was investigated with runs number 7 in the LOCA test series. This was the first test with pre-irradiated BWR fuel in the Halden Project LOCA series. The fuel was provided by Kernkraftwerk Leibstadt and had been irradiated to a medium burnup, 44.3 MWd/kgU. The experimental arrangements of the seventh test were similar to the previous LOCA tests. The target temperature

(1150 °C) was achieved and cladding burst occurred. A stable cladding temperature of ~1160 °C measured in the bottom part of the rod was reached, with spray-induced short peaks reaching up to 1230 °C. Cladding failure, which occurred 247 s after blow-down at ~1100 °C as predicted by PSI pre-calculations. The test was terminated by a reactor scram and the rig was filled with helium for dry storage. The gamma scanning of the BWR rod was performed in mid-June. The purpose was to locate the cladding failure and obtain indications of cladding distension and possibly fuel relocation. The rod had developed a bent shape and no clear cladding balloon was seen.

Two new experiments related to the creep and corrosion properties of modern LWR cladding alloys continued in 2008. The envisaged irradiation time is four to five years. Corrosion is being measured during interim inspections, while the creep test features a diameter gauge allowing on-line measurement of the cladding diameter in response to compressive and tensile stresses. The creep experiment has been in operation for ~7000 full power hours. The main objectives of the investigation are to determine whether creep is symmetrical under tensile and compressive loading, and whether mechanistic changes occur due to high fast fluence effects on the clad micro-structure. The test rod consists of Zry-4, E110, M-MDA and M5 cladding segments. Gas lines are connected to each test rod for pressurisation during the test. So far, the results are in line with findings from previous creep tests regarding the occurrence of primary and secondary creep.

The effects of stress, water chemistry and radiation exposure under BWR conditions are investigated with specimens instrumented for continuous crack growth measurement. A new BWR crack growth test with six compact tension (CT) specimens began in mid June 2008. The CTs are prepared from 304L and 316L SS with doses of 5.9 – 11.0 dpa. The specimens are currently being exposed to 5 ppm O₂. During continued testing, a switch will be made to 2 ppm H₂ in order to study the specimen response to a low ECP environment. The effects of temperature (325 versus 288 °C) on cracking behaviour will also be studied in the course of the investigation.

Thirty tensile specimens are included in the matrix of a test for the in-pile stress relaxation study. Twelve of the specimens are housed in instrumented assemblies which are equipped with LVDTs for on-line monitoring of specimen elongation, pressurised bellows for on-line load control and gas lines for temperature control. The

specimens are prepared from Alloy 718, CW 316 SS, CW316 Nlot, CW316LN and SA 304L SS and are being irradiated at temperatures ranging from 290 to 390 °C. The specimens are either kept on constant stress or constant strain, and irradiation creep and stress relaxation data have been found to be consistent. The test is scheduled to continue until a maximum dose of 2 dpa.

Man-Technology-Organisation (MTO) Research

The Halden Project has operated the Halden Man-Machine Laboratory (Hammlab) since 1983. Hammlab is now regarded as 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.

HRP/IFE has considerable experience in the development of graphical interfaces and the application of Virtual Reality (VR) technology which has proven to be an excellent tool 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.

The human factors activities include the design of human computer interfaces, test and evaluation of computerised operator support systems, human reliability analysis, and the development of technical bases for guidelines formulation.

Computerised Operation Support Systems (COSSs) are developed and evaluated at HRP to assist operation and maintenance workers in fault detection, diagnosis and planning of operations. These systems cover: Alarm handling, Signal Validation, Transient detection, Computerised procedures, Graphic interfaces and Core Surveillance.

The MTO work also comprises R&D on software dependability with emphasis on safety related systems. The main focus is on requirement analysis, traceability issues and risk assessment.

Highlights of the work in the MTO area performed in 2008 are given below.

Human Performance – International Empirical HRA Study

An evaluation study of HRA methods by comparing their outcomes to empirical data was started, aiming 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. One objective with the first pilot test is to develop a methodology for comparing HRA method results to human performance data as measured in simulator experiments.

Both the Halden Project and the various members in the project provide resources for their own part of the work. The proposed timeframe was 2007 and 2008. The scenarios that were designed for the PSF/Masking study and run in HAMMLAB October – December 2006 have been utilized. It consists of two versions of an SGTR scenario and two versions of a Loss of All Feed water (LOFW) scenario. Methods for detailed analysis of PSFs and Context have been established. A summary has been made identifying positive and negative PSFs and a description of difficulties the crew encountered during operation. The analysis of the first part of the SGTR scenarios was completed. The following are the main findings: The complexity manipulation had a significant effect. Crew characteristics (teamwork, leadership, style etc.) had a significant effect on performance. A significant crew-to-crew variability was found in the data.

A number of HRA method teams from Halden member organisations have joined the project and provided predictions from HRA methods. In the U.S., NRC is sponsoring several teams, and teams from EPRI and University of Maryland have also been involved. In addition, the following organisations are involved: PSI, Switzerland; EDF and IRSN, France; VTT, Finland; NRI, Czech Republic; KAERI, Korea; Ringhals, Vattenfall, Sweden; Risø, Denmark and Politecnico di Milano, Italy.

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 HSK, 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.

Human System Interface work

On request from the Halden Programme Group, an important activity in 2006–07 has been to establish a new research strategy for the HSI activities in the Project. A draft strategy was prepared and used as input to discussions at the HRP Workshop on HSI design and evaluation in May 2006. The HSI research strategy for 2007–2012 is described in HWR-866. Prototypes are de-

veloped for HAMMLAB. During 2008 an HSI evaluation matrix has been developed to categorize how well the various HSIs support different operator tasks in different plant states.

A summary is given on advantages and disadvantages of most HSI concepts addressed in Halden based on user feedback collected during visits to HAMMLAB, workshops, informal gatherings etc.:

- Task-based Displays; disadvantages: Risk of losing overview.
- Task-based Displays; advantages: Sufficient for operating procedures, easy to navigate, easy to select appropriate procedure, procedure execution displays based on existing process displays.
- Function-oriented Displays; disadvantages: Reasoning behind functional de-composition difficult to understand, navigation is a challenge.
- Function-oriented Displays; advantages: Easy to learn main features, integrated monitoring and control.
- Ecological Displays; disadvantages: Requires adaptation of mental model, having monitoring in ecological and control in traditional displays is not so good.
- Ecological Displays; advantages: Supports early detection and diagnosis, reduces cognitive effort.

In 2008 a new project was launched called The Future Plant HSI Concept. This project goes beyond the near-term improvements in current solutions and look at the longer perspective, identifying trends and «drivers» for next generation nuclear HSIs. A prototype of a large interactive surface has been created for exploring a wide range of concepts. Here the information presentation and operator interactions are carried out through large screen multi-touch interfaces.

An advanced graphical HSI and Transparent Automation Display was designed to help operators cope with higher levels of automation in future plants. This will be used during the planned experiment in HAMMLAB (2009) on the operation and staffing of highly automated future plants.

Visualization interface technology work

The Visual Interface Technologies division develops the software infrastructure used to support experiments in HAMMLAB and also conducts research on topics related to the requirements of planning, supporting and training field operators, and other applications visualisation technologies throughout the plant lifecycle.

During 2008 the following specific results have been achieved:

- Software has been designed to support the editing and management of simulated work scenarios in 3D environments. The focus has been on designing a robust and extensible system. This software can be used to study the results of experiments in collaborative virtual environments (such as collaborative training), as well as for planning work activities.
- The CollabVE module for collaboration in virtual environments has been extended to support the concept of role-play for control room design for validating procedures for activities in the control rooms. The idea is to use collaborative virtual environments to validate within-control room functions by simulating human activities in a virtual control room.
- Literature on risk visualisation techniques has been reviewed to gain an overview of the state of the art. The focus is primarily on the visualisation of hazards in the plant.
- A comparative study of radiation visualisation techniques has been prepared and a test-bed for data collection implemented. The testbed is reusable and the results of the study give input for improving planning tools.
- A software framework for accessing and visualising large data sets for terrain visualisation has been implemented. A comparison of run-time optimisation techniques for handling subsets of huge amounts of data is an important part of this study.
- A study using desktop VR for collaborative training related to safety of work operations has been carried out. The activity simulated is the maintenance of an ion exchanger in the fuel bunker building of the HBWR. This involves heavy equipment, personnel safety, radiation risks, and risks of equipment damage. Feedback from the subjects was very positive, with interest from the plant staff in using the training scenario software to teach new staff.
- Field-testing of the use of the HRP ProcSee (display system) on handheld devices is currently in progress involving plant staff at the Halden Reactor facility.

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) at Ringhals, Sweden, October 15–17, 2008. 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. The LIRA technology for condition monitoring of electrical cables has been successfully tested on installed cables at Ringhals (Sweden) nuclear power plant and artificially aged cables at Tecnatom (Spain). LIRA has been commercialized through the company WireScan.

Software system dependability

The approach for dependable requirement engineering has been extended by describing how model-based risk assessment methods are improved by integrating the results of requirements engineering into the system models. The approach has been demonstrated by applying it on an extended version of the Power Range Monitoring (PRM) case study.

The tool TRACE (Traceability of Requirements for Analysable Computerised Environments) has been further developed supporting the approach for dependable requirements engineering.

A method has been developed for identifying mechanisms of potential error propagation between software processes. The method examines the source code and has been applied to «C and Linux» in two case studies of software developed at the HRP.

The work on developing an assessment framework to qualify integrated tool environments (ITE) has progressed through two activities: 1) the modelling of Function Blocks and documenting the traceability between these and the specification, and 2) the modelling of the assessment framework using Bayesian Belief Networks (BBNs).

National Cooperation

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 spe-

cialists 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 offered for 2009.

The Fuels & Materials programme has used the LOCA calculations performed by PSI; in particular regarding the specification of the conditions of the LOCA test performed in 2008 using a segment from the Leibstadt NPP. 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. A MoU has been entered with PSI for further PIE on fuels from this experiment.

International Cooperation

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 17 countries sponsoring a jointly financed research programme under the auspices of the OECD Nuclear Energy Agency. The international members of the Halden Project participate actively in formulating, prioritising and following up the research programmes. This ensures that the work is focused on tasks with direct safety relevance. In the execution of the programme, the Halden Project maintains close contacts with its member organisations in these countries and with NEA and its relevant working groups. A technical steering committee, the Halden Programme Group, with members from the participating organisations, approves the annual research programme and oversees the progress of the work.

Assessment 2008 and Perspectives for 2009

The activities in 2008 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 Enlarged Halden Program Group meeting (EHPG) was successfully arranged in May at Loen, Norway with more than 300 participants. The Project delivered some 60 work reports to the meeting.

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. 2008 is the last year of the current 3-year period 2006–2008. In early December 2008, the Halden Board of Management agreed to continue the Halden Project in 2009–11 in accordance with the 2009–2011 frame programme [6] and the annual programme for 2009 [5] as approved by the Halden Programme Group. Kazakhstan is a new Associated Party to the Project from 2009, and the Project continues to look for new member countries. Many of the experimental activities reach beyond a three-year horizon, and plans and programmes are therefore paired with the flexibility of implementing new and ad hoc initiatives.

References

- [1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2006 – 2009, HP-1165
- [2] Halden Reactor Project Programme Proposal 2008, HP-1237
- [3] Status Report January – June 2008, HP-1254
- [4] Status Report July – December 2008, HP-1269 (to be issued in 2009)
- [5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2009, HP-1264
- [6] Halden Reactor Project Programme Proposal 2009–2011, HP-1233

Anhang B: Mitgliedschaften des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Arbeitsgruppe	Fachgebiet
IAEA		
Radiation Safety Standards Committee (RASSC)		Strahlenschutz
Transport Safety Standards Committee (TRANSSC)		Transport und Entsorgung
Waste Safety Standards Committee (WASSC)		Transport und Entsorgung
Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)		Reaktorsicherheit
Nuclear Power Engineering Section (NPES)	Technical Working Group of Life Management (TWG LM-NPP)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG NPPCI)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on the Training and Qualification of NPP Personnel (TWG-T&Q)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Incident Reporting System (IRS)		Allgemein
International Nuclear Event Scale (INES)		Allgemein
Power Reactor Information System (PRIS)		Allgemein
International Nuclear Information System (INIS)		Allgemein
OECD-NEA		
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
Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)	Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR)	Reaktorsicherheit
	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
	Integration Group for the Safety Case (IGSC)	Transport und Entsorgung
	• 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)	
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 (GAMA)	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium

Arbeitsgruppe

Fachgebiet

OECD-NEA

	Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE) <ul style="list-style-type: none">• 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 (WGHOF)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
International Common-cause Data Exchange (ICDE) Project		Reaktorsicherheit
Piping Failure Data Exchange (OPDE) Project		Reaktorsicherheit
Fire Project		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
COMPSIS Project	COMPSIS Steering Group	Reaktorsicherheit
OECD – NEA Data Bank		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
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)	Hauptkomitee	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
High Level Group (HLG) on Safety and Waste Management	Hauptkomitee	Allgemein
Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programs (NERS)		Allgemein
European Clearinghouse on NPP Operational Experience Feedback		Vorkommnisbearbeitung

Organisation/Gremium

Fachverbände und Normenorganisationen

Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.

European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)

International Electrotechnical Commission (IEC)

Arbeitsgruppe

Dosimetrie (AKD)

Inkorporation (AKI)

Umweltüberwachung (AKU)

Ausbildung (AKA)

Praktischer Strahlenschutz (AKP)

Notfallschutz (AKN)

Entsorgung (AKE)

Beförderung (AKB)

Strahlenbiologie (AKS)

Natürliche Radioaktivität (AKNAT)

Fachgebiet

Strahlenschutz

Strahlenschutz

Strahlenschutz

Strahlenschutz

Strahlenschutz

Strahlenschutz

Transport und Entsorgung

Transport und Entsorgung

Strahlenschutz

Strahlenschutz

Strahlenschutz

Reaktorsicherheit

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2008

Publikationen:

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	G. Butterweck, B. Bucher, L. Rybach: Airborne Gamma-Spectrometry in Switzerland. In: The Natural Radiation Environment, 8 th International Symposium (NRE VIII), A.S. Paschoa and F. Steinhäusler eds. AIP Conference Proceedings 1034, 463–466 (2008). Melville, New York.
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, L. Rybach, G. Schwarz: Search for long-term radiation trends in the environs of Swiss nuclear power plants. Journal of Environmental Radioactivity 99, 1311–1318 (2008). Elsevier, Amsterdam, ISSN 0265-931X.
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen, Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2007. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2008).
M. Herfort	L. Glur, P. Bossart, M. Herfort, C. Nussbaum, E. Meier: Borehole evapometer measurements: Detection of zones with different hydraulic conductivities in the Opalinus Clay. 6th Swiss Geoscience Meeting, Lugano, 21.–23.11.2008.
S.G. Jahn	S.G. Jahn, M. Gasser, M. Hammans: Differences between the Swiss approach and the proposed definitions and recognition of RPE, RPO and RPW. 2. Workshop of the EUTERP Platform, Vilnius (Litauen), 23.–25.04.2008.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: How to motivate young workers to be trained as Radiation Protection Professionals. ISOE European Symposium, Turku (Finnland), 25.–27.06.2008.
S.G. Jahn	V. Riihiluoma, O. Guzman Lopez-Ocon, S.G. Jahn, P. Hofvander: Contamination management in NPPs. Summary of the 3. Regulatory Body Meeting Day at the ISOE European Symposium, Turku (Finnland), 24.06.2008.
S.G. Jahn	S.G. Jahn, M. Gasser, M. Hammans: Strahlenschutz-Ausbildung in der Schweiz: Rechtliche Grundlagen und Anforderungen an die Anerkennung. 38. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V. zum Thema «Kompetenz im Strahlenschutz – Ausbildung, Weiterbildung und Lehre», Mainz, 15.–18.09.2008.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Aus Fehlern Lernen: Aspekte und Beispiele für die Strahlenschutz-Ausbildung. 38. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V. zum Thema «Kompetenz im Strahlenschutz – Ausbildung, Weiterbildung und Lehre», Mainz, 15.–18.09.2008.
S.G. Jahn, R. Ahlfänger, H. Glasbrenner	S.G. Jahn, R. Ahlfänger, H. Glasbrenner: Radiation protection requirements for new NPP in Switzerland during licensing procedure. ISOE European Symposium, Turku (Finnland), 25.–27.06.2008.

Autoren ENSI	Publikation
J. Kuhlemann	J. Kuhlemann, I. Krumrei, E. Rohling, P. Kubik, S. Ivy-Ochs, M. Kucera: Regional synthesis of Mediterranean atmospheric circulation during the Last Glacial Maximum. <i>Science</i> 321, 1338–1340 (2008). Daten-Ergänzungen S1 to S3 (13 Seiten) erhältlich unter www.sciencemag.org/cgi/content/full/1157638/ .
J. Kuhlemann	J. Kuhlemann, E.J. Eelco, I. Krumrei, P. Kubik, S. Ivy-Ochs, M. Kucera: Regional synthesis of Mediterranean atmospheric circulation during the Last Glacial Maximum. Abstract volume, 6 th Swiss Geoscience Meeting, Lugano, 21 st –23 rd November 2008, 157–158.
J. Kuhlemann	J. Kuhlemann, E. Gachev, A. Gikov, S. Nedkov: Glacial extent in the Rila mountains (Bulgaria) as part of an environmental reconstruction of the Mediterranean during the Last Glacial Maximum (LGM). <i>Problems of Geography – an Issue of the Institute of Geography – BAS</i> , 1–2/2008.
G. Piller	S. Menzler, G. Piller, M. Gruson, A.S. Rosario, H.-E. Wichmann, L. Kreienbrock: Population attributable fraction for lung cancer due to residential radon in Switzerland and Germany. <i>Health Physics</i> 95(2), 179–189 (2008).
M. Rahn	C. Glotzbach, J. Reinecker, M. Danišik, M. Rahn, W. Frisch, C. Spiegel: Neogene exhumation history of the Mont Blanc massif, western Alps. <i>Tectonics</i> 27 (2008), doi:10.1029/2008TC002257.
M. Rahn	J. Reinecker, M. Danišik, C. Schmid, C. Glotzbach, M. Rahn, W. Frisch, C. Spiegel: Tectonic control on the late stage exhumation of the Aar Massif (Switzerland): Constraints from apatite fission track and (U-Th)/He data. <i>Tectonics</i> 27 (2008), doi:10.1029/2007TC002247.
M. Rahn	A.J. Vernon, P.A. van der Beek, H.D. Sinclair, M.K. Rahn: Increase in Late Cenozoic denudation of the European Alps confirmed by analysis of a fission track thermochronology database. <i>Earth and Planetary Science Letters</i> 270, 316–329 (2008).
M. Rahn	M. Rahn, R. Selbekk, R. Spikings, A. Zaugg, R. Burkhalter: Volcanic ash layers in OSM sediments: clues to their origin and the post-sedimentary tectonic history. Abstract volume, 6 th Swiss Geoscience Meeting, Lugano, 21 st –23 rd November 2008, 56–57.
M. Rahn	X.P. Li, M. Rahn, K. Bucher: Eclogite facies metarodingites – phase relations in the system SiO ₂ -Al ₂ O ₃ -Fe ₂ O ₃ -FeO-MgO-CaO-CO ₂ -H ₂ O: an example from the Zermatt-Saas ophiolites. <i>Journal of Metamorphic Geology</i> 26, 347–364.
M. Rahn	H. Wang, M. Rahn, X. Tao, N. Zheng, T. Xu: Diagenesis and metamorphism of Triassic Flysch along profile Zoigê-Lushan, Northwest Sichuan, China. <i>Acta Geologica Sinica</i> 82, 917–926 (2008).
B. Reer	B. Reer: Review of advances in human reliability analysis of errors of commission, Part 1: EOC identification. <i>Reliability Engineering and System Safety</i> 93, 1091–1104 (2008), ISSN 0951-8320.
B. Reer	B. Reer: Review of advances in human reliability analysis of errors of commission – Part 2: EOC quantification. <i>Reliability Engineering and System Safety</i> 93, 1105–1122 (2008), ISSN 0951-8320.

Autoren ENSI	Publikation
B. Reer	L. Podofillini, B. Reer: Comparing CESA-Q human reliability analysis with evidence from simulator: a first attempt. Proceedings of ESREL 2008, Safety, Reliability and Risk Analysis, Valencia, Spain, 22.–25.09.2008. Taylor & Francis Group, London, p. 233–241, ISBN 978-0-415-48513-5.
Schwarz, G.	Schwarz, G.: Vertrauen ist gut, Kontrolle ist besser: Herausforderungen an die nukleare Sicherheitsbehörde. Verein Risiko & Sicherheit, Zürich, 29.01.2008.

Vorträge:

Autoren HSK	Vortrag
R. Ahlfänger	R. Ahlfänger: Dosisreduzierung in Schweizer Kernkraftwerken. 6. Expertentreffen Strahlenschutz, TÜV Süd Akademie, Prien am Chiemsee, 05.–07.03.2008.
B. Bucher	B. Bucher: Experiences during ARM07 of Team CH, Composite Mapping. Airborne Gamma Spectrometry (AGS) Workshop, ETH Zurich, 03.09.2008.
E. Frank	E. Frank: «Forschungsprojekt Mont Terri: das EZ-B Experiment». Vortrag im Rahmen des Besuches der Deutschen Expertengruppe Schweizer Tiefenlager (ESchT) Felslabor Mont Terri, St. Ursanne, 19.02.2008.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Aus Fehlern Lernen: Analyse von Strahlenunfällen und Beispiele. Workshop für Strahlenschutzbeauftragte, Berufsgenossenschaft Bad Münstereifel, 14.10.2008.
S.G. Jahn	S.G. Jahn, H.P. Kapteinat: Harmonisierung in der Strahlenschutz-Ausbildung. Vortrag anlässlich der 74. Sitzung des Arbeitskreises Ausbildung im Fachverband Strahlenschutz in Greifswald (Deutschland) 29.–30.04.2008.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Release of heavy metals and metalloids from construction materials (e.g. cementitious materials). Cement-meeting, Bern, 26.03.2008.
M. Rahn	M. Rahn: Geological Waste Disposal: Logic of safety criteria. Seminarvortrag bei der Professur für Umweltnatur- und Umweltsozialwissenschaften (UNS), ETH Zürich, 15.02.2008.
M. Rahn	M. Rahn: Entsorgung der radioaktiven Abfälle: Aktuelle Situation in der Schweiz, Präsentation an der 57. Sitzung des Ausschusses Ver- und Entsorgung der deutschen Reaktorsicherheitskommission, Bonn, 29.02.2008.
M. Rahn, E. Frank, F. Altorfer, H. Wanner	M. Rahn, E. Frank, F. Altorfer, H. Wanner: The regulatory perspective: role of regulatory review of the safety case and feedback to site investigation. AMIGO workshop, Nancy, 21.–23.04.2008.

R. Scheidegger	R. Scheidegger: Der Medizinische Notfallplan für Strahlenunfälle im Kontrollbereich der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK): Fragen des Radiologischen und Nuklearen Notfallschutzes aus medizinischer Sicht. Gemeinsames Seminar des Arbeitskreises Notfallschutz des Fachverbandes für Strahlenschutz und des Deutschen WHO-REMPAN-Zentrums, Würzburg, 02.–04.04.2008.
R. Schulz	R. Schulz: Neue KKW in der Schweiz – Perspektive der Aufsichtsbehörde HSK. Vortrag anlässlich des Jahrestreffens der ETH Alumni, GEP Baden. Baden, 23.10.2008.
S.F. Schulz	S.F. Schulz: Aktuelle Aspekte im Aufsichts- und Genehmigungsverfahren – Status zum Alterungsmanagement in der Schweiz. 1. VdTÜV Forum Kerntechnik, Berlin, 25.02.2008–26.02.2008.
S. Theis, R. Ahlfänger	S. Theis, R. Ahlfänger: Rechtlicher Rahmen und Sicherheitsbetrachtungen für Lagerung und Transport von Kernbrennstoffen. Nuklearforum Schweiz, Olten, 20.–21.11.2008.

Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Januar 2009)

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
A04/d	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	Juli 2008
A05/d	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität	Januar 2009
A06/d	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	Juni 2008
B02/d	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	Dezember 2008
B03/d	Meldungen der Kernanlagen	Dezember 2008
B05/d	Anforderungen an die Konditionierung von radioaktiven Abfällen	Februar 2007
B07/d	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen	September 2008
B11/d	Notfallübungen	November 2007
B11/f	Exercices d'urgence	November 2007
G05/d	Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung	April 2008
G07/d	Organisation von Kernanlagen	April 2008
G13/d	Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen	Februar 2008
G14/d	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Februar 2008
R-004/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
R-005/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, mechanische Ausrüstungen	Oktober 1990
R-006/d	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	Mai 1985
R-007/d	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
R-008/d	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
R-011/d	Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen	Mai 2003
R-012/d	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts	Oktober 1997
R-013/d	Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie)	Februar 2002
R-016/d	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
R-018/d	Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 2000
R-021/d	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle	November 1993

(Fortsetzung)

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
R-023/d	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Januar 2003
R-027/d	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992
R-029/d	Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	März 2004
R-030/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
R-031/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen	Oktober 2003
R-032/d	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen	September 1993
R-035/d	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik	Mai 1996
R-037/d	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und -Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK	Juli 2001
R-039/d	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal	Januar 1990
R-040/d	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
R-042/d	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage	Februar 2000
R-046/d	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter, rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
R-048/d	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	November 2001
R-049/d	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen	Dezember 2003
R-050/d	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen	März 2003
R-051/d	Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen	November 2004
R-052/d	Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung	Juli 2003
R-060/d	Überprüfung der Brennelementherstellung	März 2003
R-061/d	Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren	Juni 2004
R-100/d	Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken (Störfall-Richtlinie)	Dezember 2004
R-101/d	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
R-102/d	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
R-103/d	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989

Anhang E: Grundlagen der neuen ENSI-Richtlinien

(Stand Januar 2009)

Richtlinien der Kategorie G (Generelle Anforderungen)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
G01	Art. 10 Abs. 2 Anhang 4 KEV	Sicherheitstechnische Klassierung für Leichtwasserreaktoren	R-06
G02	Art. 10 Abs. 2 KEV Anhang DMK VEOR Art. 94 StSV	Spezifische Auslegungsgrundsätze für Leichtwasser- Reaktoren	R-04, R-16, R-40, R-46, R-49, R-50, R-101, R-102, R-103
G03	Art. 11 Abs. 3 KEV Art. 7, 8 und 94 StSV Anhang DMK VEOR	Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis	(R-10), R-16, R-21, R-49, R-50
G04	Art. 12 Abs. 3 KEV Anhang DMK VEOR Art. 94 StSV	Anforderungen an die Lagerung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente	R-16, R-29, R-49, R-50, R-52, R-102
G05 gültig	Art. 12 Abs. 3 KEV Anhang DMK VEOR Art. 94 StSV	Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung	R-52
G06	Art. 27 Abs. 5 KEV	Anforderungen an die Dokumentation für Projektierung und Bau	R-04, R-05, R-30, R-31, R-35, R-46 R-60
G07 gültig	Art. 30 Abs. 5 KEV	Organisation von Kernanlagen	R-17
G08	Art. 33 Abs. 3 KEV	Anforderungen an die systematischen Sicherheitsbewertungen	(R-59)*
G09	Art. 41 Abs. 5 KEV	Anforderungen an die Betriebsdokumentation	R-04, R-30, R-35, R-50 R-61
G11	Art. 3 Abs. 2 VBRK Art. 5 KEG Art. 7 Bst. a KEV Art. 10 Abs. 1 Bst. g KEV	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Auslegung, Herstellung und Montage	R-05, R-06, NE-Festlegungen
G12	Art. 58, 69 und 75 Abs. 2 StSV	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen	R-07
G13 gültig	Neue Messmittel- Verordnung	Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen	R-47
G14 gültig	Art. 94 Abs. 8 und Art. 7 StSV, Art. 18 VEOR, Art. 22 Abs. 2 KEV	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	R-41
G15	Art. 7 Abs. 2 + 3 sowie Art. 6 Abs. 2 StSV	Strahlenschutzziele für Kernanlagen im Normalbetrieb	R-11

Richtlinien der Kategorie A (Anlagebegutachtung)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
A01	Art. 94 Abs. 8 StSV	Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse	R-100, (R-55)*
A02	Art. 24 Abs. 3, KEV Art. 26 Abs. 3 KEV Art. 28 Abs. 2 KEV Art. 29 Abs. 3 KEV, Anhang 3 und 4 KEV	Gesuchsunterlagen für die Bau- und Betriebsbewilligung und der damit verbundenen Freigaben	R-04, R-05, R-08, R-17, R-30, R-31, R-35, R-46, R-50, R-60
A03	Art. 34 Abs. 3 KEV	Anforderungen an die Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	R-48
A04 gültig	Art. 40 Abs. 5 KEV	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	R-04, R-05, R-18, R-23, R-30, R-31, R-35, R-46, R-50, R-60, R-61
A05 gültig	Art. 33 Abs. 3 KEV	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität	R-58
A06 gültig	Art. 33 Abs. 3 KEV	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	(R-59)*
A07	Art. 22 Abs. 2 KEV Art. 18 VEOR Art. 7 StSV	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotenzial	R-100 (R-55)*
A08	Art. 94 Abs. 8 StSV	Anforderungen an die Berechnung von Quelltermen	

Richtlinien der Kategorie B (Betriebsüberwachung)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
B01	Art. 35 Abs. 4 KEV	Anforderungen an die Alterungsüberwachung von Kernanlagen	R-51
B02 gültig	Art. 37 Abs. 2 KEV	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	R-15, R-25
B03 gültig	Art. 38 Abs. 5 KEV Art. 49 KEV Art. 38 Abs. 1 StSV	Meldungen der Kernanlagen	R-15, R-18, R-23, R-25, NE-14
B04	Art. 53 Abs. 3 KEV Art. 72 Abs. 3 StSV	Anforderungen zum Freimessen von Materialien	R-13
B05 gültig	Art. 54 Abs 6 KEV	Anforderungen an die Konditionierung von radioaktiven Abfällen	R-07, R-14
B06	Art. 4 Abs. 4 VBRK	Anforderungen an die Instandhaltung der sicherheitstechnisch klassierten Behälter und Rohrleitungen	NE-14, R-18
B07 gültig	Art. 4 Abs. 4 VBRK	Sicherheitstechnische klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen	NE-14 (R-53)*

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
B08 gültig	Art. 4 Abs. 4 VBRK	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen	
B09	Art. 42 StSV	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals in Kernanlagen	R-12
B10	Art. 6 Abs. 5 VAPK Art. 7 Abs. 4 VAPK Art. 8 Abs. 5 VAPK Art. 10 Abs. 5 VAPK Art. 11 Abs. 4 VAPK Art. 12 Abs. 3 VAPK Art. 13 Abs. 3 VAPK Art. 15 Abs. 5 VAPK Art. 16 Abs. 4 VAPK Art. 27 Abs. 6 VAPK Art. 28 Abs. 5 VAPK Art. 30 Abs. 4 VAPK Art. 33 Abs. 5 VAPK Art. 34 Abs. 10 VAPK Art. 35 Abs. 7 VAPK Art. 37 Abs. 3 VAPK Art. 38 Abs. 4 VAPK	Ausführungsbestimmungen zur Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen VAPK	R-27
B11 gültig	Art. 96 Abs. 6 StSV Art. 18 VEOR	Notfallübungen	R-45
B12	Art. 10 und 6 AV	Anforderungen an den Notfallschutz in Kernanlagen	R-42
B13	Art. 18 Abs. 1 StSV	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und Fortbildungen	R-37
B14	Kein direkter Auftrag, Bezug auf Art. 32 KEV	Anforderungen an die Instandhaltung von elektrischen Ausrüstungen	R-23

Impressum

ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2008

Herausgeber

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5232 Villigen-ENSI

Telefon ++41(0)56 310 38 11

Telefax ++41(0)56 310 39 95

Neue Adresse ab Frühjahr 2010:

Industriestrasse 19, CH-5200 Brugg

zu beziehen bei

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Informationsdienst

CH-5232 Villigen-ENSI

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-6802

ISSN 1661-2892

© ENSI, April 2009

ENSI-AN-6802
ISSN 1661-2892

ENSI, CH-5232 Villigen-ENSI (Schweiz), Telefon +41 (0)56 310 38 11, Fax +41 (0)56 310 39 95 und +41 (0)56 310 39 07, www.ensi.ch