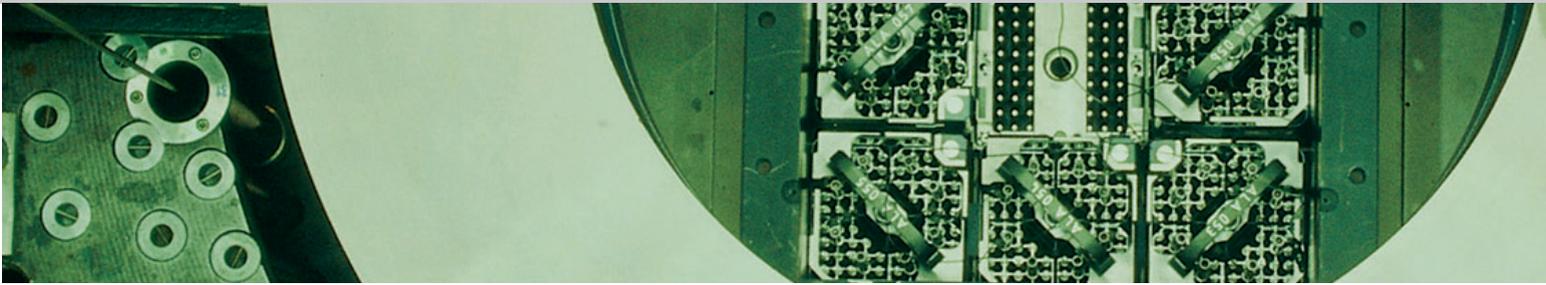




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK
Division principale de la sécurité des installations nucléaires DSN
Divisione principale della sicurezza degli impianti nucleari DSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate HSK

HSK Erfahrungs- und Forschungsbericht 2007



Erfahrungs- und Forschungsbericht 2007

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2007

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2007

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2007

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Inhaltsverzeichnis

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	7
Summary	9
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	11
1.1 Reaktorsicherheit	11
1.1.1 KORAS – 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	12
1.1.3 Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern	13
1.1.4 STARS V – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	15
1.1.5 MSWI – Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents in LWR	16
1.1.6 MELCOR – Überprüfung und Weiterentwicklung des Rechencodes MELCOR für die Analyse schwerer Unfälle in Leichtwasserreaktoren	18
1.1.7 OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction	18
1.1.8 OECD OPDE – Piping Failure Data Exchange Project	20
1.1.9 OECD ICDE – International Common Cause Failure Data Exchange	21
1.1.10 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange	22
1.1.11 OECD CABRI Waterloop Project	23
1.1.12 OECD COMPSIS – Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety	24
1.2 Strahlenschutz	25
1.2.1 Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung	25
1.2.2 Artist – Aerosol Trapping in a Steam Generator	26
1.3 Transport und Entsorgung	28
1.3.1 MONT TERRI – EZ-B: Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the EDZ	28
1.4 Mensch, Organisation und Sicherheitskultur	30
1.4.1 HRA – Human Reliability Analysis	30
1.4.2 Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer KKW	31
2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen	33
2.1 Auslegungsüberschreitendes Erdbeben	33
2.2 Reaktorschnellabschaltung durch Ausfall der Eigenbedarfsversorgung infolge Maschinentrafo Brand	38
2.3 Ausfall wichtiger Energieversorgungseinrichtungen	41
3. Internationale Zusammenarbeit	45
3.1 Internationale Übereinkommen	45
3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit	45
3.1.2 OSPAR – Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	45
3.2 Multilaterale Zusammenarbeit	46
3.2.1 Internationale Atomenergieagentur (IAEA)	46
3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD	48

3.3 Behördenorganisationen	53
3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	53
3.3.2 Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programs (NERS)	54
3.4 Bilaterale Zusammenarbeit	55
3.4.1 Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)	55
3.4.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	56
3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	57
3.4.4 Erneuerung der Forschungszusammenarbeit zwischen NRC und HSK	57
3.5 Osthilfe	58
3.5.1 Technische Unterstützung des SECO bei der Verwaltung der EBRD-Fonds	58
3.6 Besuche ausländischer Delegationen	58
3.6.1 Delegationen aus Japan	58
3.6.2 Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic	59
3.6.3 Besuch einer koreanischen Delegation	59
3.7 Fachverbände	60
3.7.1 Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	60
4. Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	61
4.1 Geplante Verordnungen	61
4.1.1 Verordnung über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken	61
4.1.2 Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen	61
4.1.3 Verordnung über die Gefährdungsannahmen und Sicherungsmassnahmen für Kernanlagen und Kernmaterialien	62
4.1.4 Stilllegungs- und Entsorgungsfondsverordnung	62
4.2 Teilrevision von Verordnungen des Strahlenschutzrechtes	62
4.2.1 Strahlenschutzverordnung	62
4.2.2 Dosimetrieverordnung	63
4.2.3 Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung	63
4.2.4 Jodtabletten-Verordnung	63
4.3 Revision aller Richtlinien der HSK	63
4.3.1 Richtlinie HSK-B05 «Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle»	64
4.3.2 Richtlinie HSK-B11 «Notfallübungen»	64
4.4 Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSIG)	64
4.5 Integrierte Aufsicht	64
4.6 Kernenergiehaftpflichtgesetz	65
5. Strategie und Ausblick	67
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	69
Anhang B: Mitgliedschaften der HSK in internationalen Gremien	211
Anhang C: Publikationen und Vorträge 2007	213
Anhang D: Richtlinien der HSK	217
Anhang E: Grundlagen der neuen HSK-Richtlinien	219

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, welche die nuklearen Güter und radioaktiven Abfälle betreffen, informieren. Die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) erfüllt diese gesetzliche Verpflichtung unter anderem durch die Veröffentlichung ihrer vier Jahresberichte. Diese Berichte – der Aufsichtsbericht, der Strahlenschutzbericht, der Geschäftsbericht und der Erfahrungs- und Forschungsbericht – sind auch in elektronischer Form auf www.hsk.ch unter «Infos» in der Rubrik «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 der HSK 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 der HSK. Die Kapitel 1 bis 5 richten sich an eine interessierte Öffentlichkeit, der Anhang A vornehmlich an ein Fachpublikum.



Zusammenfassung

Regulatorische Sicherheitsforschung

Im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung vergibt und koordiniert die HSK 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. Die HSK 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 in Bezug auf ihre 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 deterministische und probabilistische Untersuchungen von Störfallabläufen im Vordergrund. Auf dem Gebiet der Materialforschung unterstützt die HSK Projekte, die sich mit Alterungsmechanismen wie Ermüdung, Korrosion, Versprödung und Risswachstum unter verschiedenen Umgebungsbedingungen befassen. Im Bereich der Störfallforschung sind dies beispielsweise Themen zur Wechselwirkung der Kernschmelze mit Wasser und Beton und die Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung von Sicherheitsanalysen. Zudem beteiligt sich die HSK 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. Die HSK fördert deshalb die Weiterentwicklung der Dosimetrie und der Radioanalytik. Eine grosse Bedeutung hat auch die ständige Verfeinerung der Methodik zur Überwachung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung.
- Im Bereich Transport und Entsorgung konzentriert sich die HSK zurzeit auf Forschungsprojekte zur Untersuchung geeigneter geologischer Schichten für die

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

- Der Mensch, die Organisation und die Sicherheitskultur haben einen wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit einer Kernanlage. Die Wichtigkeit dieser Aspekte wurde in den letzten Jahren erkannt und gewinnt in der Aufsichtstätigkeit zunehmend an Bedeutung. Die von der HSK unterstützten Forschungsprojekte in diesen Bereichen 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 die HSK im Aufsichtsbericht. Im vorliegenden Erfahrungs- und Forschungsbericht ist eine Auswahl besonders lehrreicher ausländischer Ereignisse beschrieben:

- die Auswirkungen eines Erdbebens auf das japanische Kernkraftwerk Kashiwazaki-Kariwa,
- eine Reaktorschnellabschaltung infolge eines Maschinentrafobrandes im deutschen Kernkraftwerk Krümmel sowie
- der Ausfall wichtiger Energieversorgungseinrichtungen im französischen Kernkraftwerk Dampierre 3.

Die Ereignisse wurden analysiert mit dem Ziel, die Erkenntnisse auf ihre Relevanz für die Schweizer Kernanlagen zu überprüfen. Die HSK kam zu folgenden Ergebnissen:

Das unerwartet starke Erdbeben am Standort der Kraftwerksanlage Kashiwazaki-Kariwa hat gezeigt, dass die Bestimmung der Erdbebengefährdung anhand des ak-

tuellen Standes von Wissenschaft und Technik von hoher sicherheitstechnischer Bedeutung ist. Die Ermittlung der Erdbebengefährdung für die Kernkraftwerkstandorte in der Schweiz wurde im Laufe der Zeit periodisch aktualisiert und die neuesten Studien zu diesem Thema berücksichtigen den aktuellen Wissensstand. Den Erkenntnissen entsprechend wurden und werden in den Schweizer Kernkraftwerken seismische Ertüchtigungsmassnahmen realisiert, um die Erdbebensicherheit der Werke zu gewährleisten.

Als Folge des Ereignisses im Kernkraftwerk Krümmel wurde die Möglichkeit eines Brandgaseintrags in Kommandoräume näher untersucht. Eine nach den Ereignissen vom 11. September 2001 von der HSK durchgeführte Überprüfung zeigte, dass ausreichende Vorkehrungen getroffen wurden, um ein Eindringen von Rauch und explosiblen Gasen in wichtige Anlagenräume zu verhindern.

Der Teilausfall der Energieversorgung im französischen Kernkraftwerk Dampierre 3 zeigte die hohe sicherheitstechnische Bedeutung einer redundanten und diversitären Energieversorgung auf. Obwohl ein Totalausfall der Energieversorgung äusserst unwahrscheinlich ist, sind in den schweizerischen Kernkraftwerken auch für diesen Fall Massnahmen technischer und administrativer Art vorbereitet worden.

Internationale Zusammenarbeit

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

Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Im 2007 wurde das Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSIG) verabschiedet. Mit diesem Gesetz wird die HSK rechtlich verselbstständigt und unter der Bezeichnung Eidgenössisches Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSI) in eine öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes überführt. Das ENSI wird die gleichen Aufgaben haben, die heute von der HSK wahrgenommen werden.

Die Schweiz verfügt im Bereich der nuklearen Sicherheit über ein historisch gewachsenes Regelwerk. Mit der Einführung der neuen Kernenergiegesetzgebung nimmt die HSK die Gelegenheit wahr, das bestehende Verordnungs- und Richtlinienwerk den neuen gesetzlichen Anforderungen anzupassen und es gleichzeitig mit den internationalen Standards abzustimmen. Im 2007 wurden vier neue, auf dem Kernenergiegesetz basierende Verordnungen ausgearbeitet, die im 2008 in Kraft treten sollten. Bei vier Verordnungen des Strahlenschutzrechts wurde eine Teilrevision vorgenommen. Es wurden ausserdem zwei neue Richtlinien in Kraft gesetzt.

Der Bundesrat hat die Botschaft zur Totalrevision des Kernenergiehaftpflichtgesetzes (KHG) zuhanden des Parlaments verabschiedet. Hauptpfeiler der Revision sind die Verbesserung des Opferschutzes durch die Erhöhung der Deckungssumme von bisher 1 Milliarde auf 1.8 Milliarden Franken sowie die Anpassung des KHG an die internationalen Übereinkommen von Paris und Brüssel im Bereich der Kernenergiehaftung.

Résumé

Recherche en matière de sûreté nucléaire

Dans le cadre de la recherche en matière de sûreté nucléaire, la DSN 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. La DSN 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 la sûreté». Le chapitre 1 en donne une rapide description et en évalue l'importance au niveau de la sûreté. Une description scientifique détaillée de ces projets figure dans l'annexe A.

- La sûreté des réacteurs comprend non seulement la recherche sur les matériaux, mais aussi et avant tout l'analyse déterministe et probabiliste de pannes et d'accidents. Dans le domaine de la recherche sur les matériaux, la DSN soutient des projets liés à des mécanismes de vieillissement tels que fatigue des matériaux, corrosion, fragilisation et propagation de fissures dans différents environnements. Pour ce qui est de la recherche sur les pannes, l'interaction de la fusion du cœur avec l'eau et le béton ainsi que le perfectionnement de méthodes et de programmes informatiques pour la réalisation d'analyses de sécurité sont par exemple concernés. La DSN 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 différentes pannes.
- La protection contre le rayonnement vise la protection du personnel, de la population et du voisinage des installations nucléaires contre le rayonnement ionisant. Une technique de mesure précise joue ici un rôle important. La DSN encourage donc le développement des techniques dosimétriques et radioanalytiques. L'amélioration constante de la méthode 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, la DSN 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, hydrogéologiques, géochimiques et géomécaniques des argiles à Opalinus. Dans le cadre de ce projet, la DSN 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 la sûreté exercent une influence essentielle sur la sûreté d'une installation nucléaire. On a reconnu ces dernières années l'importance croissante de ces aspects dans les activités de surveillance. Les projets de recherche soutenus par la DSN dans ces domaines visent notamment l'étude de l'influence du facteur humain en cas de pannes et celle 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 la DSN. Le présent rapport sur les expériences et la recherche décrit une sélection d'événements particulièrement instructifs survenus à l'étranger, notamment:

- Les effets d'un tremblement de terre sur la centrale nucléaire japonaise de Kashiwazaki-Kariwa,
- un arrêt d'urgence du réacteur suite à l'incendie d'un transformateur dans la centrale nucléaire allemande de Krümmel,
- la défaillance d'importants dispositifs d'approvisionnement en énergie dans la centrale nucléaire française Dampierre 3.

Ces événements ont été analysés dans le but de vérifier la pertinence des informations ainsi recueillies pour les installations nucléaires suisses. La DSN en a tiré les résultats suivants:

L'important tremblement de terre survenu sur le site de la centrale nucléaire de Kashiwazaki-Kariwa a montré que la détermination du risque sismique au moyen du niveau actuel de la science et de la technique est très importante au niveau de la sécurité. La connaissance du risque sismique pour les sites des centrales nucléaires en Suisse a été régulièrement mise avec le temps et les toutes dernières études à ce sujet tiennent compte de l'état actuel de la science. En vertu des résultats, on a procédé et on procède encore, dans les centrales nucléaires suisses, à des améliorations sismiques, afin de garantir la sécurité sismique des installations.

Suite à l'événement survenu dans la centrale nucléaire de Krümmel, on a étudié plus en détail la possibilité d'une entrée de gaz d'incendie dans les salles de commande. Un contrôle réalisé par la DSN après les événements du 11 septembre 2001 a montré que des dispositions satisfaisantes avaient été prises pour empêcher toute pénétration de fumée et de gaz explosifs dans des salles importantes des installations.

La défaillance partielle de dispositifs d'approvisionnement en énergie dans la centrale nucléaire française Dampierre 3 a révélé toute l'importance d'un approvisionnement en énergie redondant et diversifié pour la sécurité. Bien qu'une défaillance totale de l'approvisionnement en énergie soit extrêmement improbable, des mesures techniques et administratives ont été préparées pour ce cas aussi dans les centrales nucléaires suisses.

Coopération internationale

En coopérant avec des organisations internationales et des autorités de surveillance, la DSN s'assure qu'en matière de sûreté nucléaire, la Suisse atteint le ni-

veau international de la technique et l'applique à la surveillance. La DSN veille à une bonne coopération avec l'AIEA, la WENRA, l'AEN de l'OCDE notamment, ainsi que dans le cadre d'accords bilatéraux avec la France, l'Allemagne, l'Autriche et les Etats-Unis. La DSN soumet les impératifs de sûreté nucléaire élevés en vigueur en Suisse aux efforts d'harmonisation internationaux.

Modifications et évolution des bases de la surveillance nucléaire

La loi sur l'Inspection fédérale de la sécurité nucléaire (LIFSN) a été adoptée en 2007. Cette loi permet l'autonomie juridique de la DSN et son passage à une institution fédérale de droit public, appelée Inspection fédérale de la sécurité nucléaire (IFS). L'IFS aura les mêmes tâches que la DSN assume actuellement.

Dans le domaine de la sûreté nucléaire, la Suisse dispose d'une réglementation historiquement établie. La DSN a profité de l'introduction de la nouvelle législation sur l'énergie nucléaire pour adapter ses actuelles prescriptions et directives aux nouvelles exigences légales et dans le même temps les harmoniser aux normes internationales. En 2007, quatre nouvelles ordonnances basées sur la loi sur l'énergie nucléaire ont été élaborées; elles devraient entrer en vigueur en 2008. On a procédé à une révision partielle des quatre ordonnances de la législation sur la radioprotection. Deux nouvelles directives sont par ailleurs entrées en vigueur.

Le Conseil fédéral a adopté à l'attention du Parlement le message relatif à la révision totale de la loi sur la responsabilité civile en matière nucléaire (LRCN). La révision vise essentiellement l'amélioration de la protection des victimes par le relèvement du montant de la couverture de 1 à 1,8 milliard de francs ainsi que l'adaptation de la LRCN aux conventions internationales de Paris et de Bruxelles dans le domaine de la responsabilité civile en matière nucléaire.

Summary

Regulatory safety research

Within its program of regulatory safety research, the Inspectorate HSK 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. The HSK currently undertakes national and international research in four areas: «Reactor Safety», «Radiation Protection», «Transport and Waste Management» and «Human Factors, Organisation and Safety Culture». Chapter 1 of this report contains a brief description of these 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 the deterministic and probabilistic analysis of incidents and their sequence. In the field of materials research, the HSK supports projects looking at ageing mechanisms such as fatigue, corrosion, embrittlement and crack growth under a range of environmental conditions. In its research into incidents, it is looking at themes such as the interaction between molten corium, water and concrete and the development of methods and codes for safety analyses. In addition, the HSK is a partner in a variety of international research projects which give it access to valuable data on the causes, frequency and characteristics of different incidents.
- The aim of radiation 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 the HSK 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, the HSK is 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, the HSK is supporting experiments designed to characterise the fracture generation in the excavation damage zone of a gallery triggered by stress changes in the surrounding rock.

- Human factors, organisation and safety culture play a major role in nuclear safety. In recent years, there has been an increasing realisation of their importance and so greater attention is given to these elements by bodies responsible for nuclear regulation. The projects supported by the HSK include research into the influence of human behaviour on incidents and the demands on personnel working in the control rooms of nuclear power plants.

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 design and operation. Information on incidents in Swiss nuclear facilities can be found in the HSK's Surveillance Report. Information on the following incidents of particular relevance outside Switzerland can be found in this Research and Experience Report:

- Impact of earthquake on the Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant in Japan
- Reactor scram following a fire in a transformer at the Krümmel nuclear power plant in Germany
- Major energy supply outage at the Dampierre 3 nuclear power station in France.

The HSK analysed these incidents in order to determine whether they had any relevance for nuclear facilities in Switzerland. Its conclusions were as follows:

The strong earthquake affecting the Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant provided evidence that it is particularly important in terms of nuclear safety that studies into potential earthquake risks are based on state-of-the-art science and technology. In Switzerland, the earthquake risk for each nuclear power plant is updated periodically and the most recent studies do take account of the state of the art. As a result, seismic improvement measures have been and will be introduced in future to ensure that plants are earthquake-proof. Detailed investigations were carried out following the

incident at the Krümmel nuclear power plant in order to identify the likelihood of fire gases penetrating a control room. A review by the HSK following the events of September 11, 2001 revealed that sufficient procedures were in place to prevent smoke and explosive gas penetrating important areas of a facility.

The partial outage of the power supply at the Dampierre 3 nuclear power plant in France highlighted the importance to nuclear safety of redundancy and diversity of energy supply. Although a total power supply outage is extremely unlikely, Swiss nuclear power plants have introduced technical and administrative measures in order to deal with such an eventuality.

International cooperation

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

Current changes and improvements to the nuclear surveillance framework

The ENSI law, the Federal legislation governing the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate was approved in 2007. With its implementation, the HSK will become a separate legal entity – a public-law body of the Federal Government. Its name will change to ENSI, the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate but its remit will be the same as that of the current Inspectorate.

In Switzerland, the regulation of nuclear safety has grown up with the passage of time. The Inspectorate has taken the opportunity afforded by the new Nuclear Energy Act to amend existing ordinances and guidelines so that they accord with the new legislative framework and are also compatible with international standards. Four new ordinances derived from the Nuclear Energy Act were drafted in 2007, which will take effect in 2008. In addition, 4 ordinances derived from the Radiological Protection Act were the subject of partial revision and two new guidelines were introduced.

The Federal Council approved the Message on the total revision of the Federal Nuclear Energy Liability Act (KHG) and passed it to parliament. The main changes are measures that will improve victim protection by increasing the maximum liability from 1 billion to 1.8 billion Swiss Francs and a harmonisation of the legislation to the international conventions of Paris and Brussels on the liability arising from nuclear energy.

1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung vergibt und koordiniert die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) Forschungsaufträge mit dem Ziel, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für die Aufgaben ihrer Aufsicht verfügbar zu machen. Die von der HSK unterstützten Forschungsprojekte tragen zur Erhaltung und zum Ausbau der hohen Sicherheit der Schweizer Kernanlagen bei. Sie ermöglichen die Identifikation von potenziellen Problembereichen, die Erarbeitung von möglichen Lösungen, die Verringerung von Unsicherheiten und die Verbesserung von Verfahren. Die HSK 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 sie sich zudem an internationalen Forschungsvorhaben. Dadurch erhält die HSK breit abgesicherte Ergebnisse und kann Synergien nutzen. Das vorliegende Kapitel beinhaltet die Beurteilung der von der HSK unterstützten Projekte mit besonderem Blick auf die Zielerreichung und die Praxisrelevanz.

1.1 Reaktorsicherheit

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

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 71**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

KORA (**KOR**rosionsrisswachstum in **Austenitischen** Strukturwerkstoffen) ist ein mehrjähriges Forschungsprojekt des Paul Scherrer Institutes (PSI) mit einer Laufzeit vom Januar 2006 bis zum Dezember 2008. KORA beschäftigt sich mit den Schädigungsmechanismen der Spannungsrisskorrosion und der Korrosionsermüdung. Spannungsrisskorrosion kann dann stattfinden, wenn mechanische Belastungen (z. B. Spannungen), eine chemische Umgebung (z. B. heisses Wasser mit Chloriden) und ein bestimmter Werkstoff (z. B. Nickelbasislegierungen) aufeinander treffen und zusammenwirken.

In ungünstigen Fällen können dann lange und dünne verzweigte Risse entstehen. Diese sind oft nicht einfach 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 die HSK von grosser Bedeutung zu wissen, welche dieser Belastungs- und Werkstoffkombinationen zu Risswachstum führen könnten.

Das KORA-Projekt des PSI liefert dazu wertvolle und wichtige Beiträge. Es ist in drei Themenbereiche aufgeteilt: Das Teilprojekt I beschäftigt sich mit der Korrosionsermüdung von austenitisch rostfreien Stählen, das Teilprojekt II mit einer neuen Methode zur Früherkennung von Spannungsrisskorrosion (dem elektrochemischen Rauschen) und das Teilprojekt III mit der Spannungsrisskorrosion in Mischschweissnähten (zwischen Nickelbasiswerkstoffen und niedriglegierten Stählen).

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Die Projektziele umfassten in der Berichtsperiode 2007:

- **Teilprojekt I:** Eine Literaturrecherche, die Modifikation zweier bestehender Hochtemperatur-Kreisläufe für Experimente unter Druckwasserreaktorbedingungen sowie erste Experimente zur Korrosionsermüdung
- **Teilprojekt II:** Eine Literaturrecherche, bei Dauerlast und konstanter Dehngeschwindigkeit durchgeführte Experimente unter Druckwasserreaktorbedingungen und Normalwasserchemie-Fahrweise (NWC), Kalibrierung einer neuen Probengeometrie, die Durchführung eines ECG-COMON Ringversuchs (European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials), den Beginn einer neuen Dissertation (PSI/EMPA) sowie die Organisation eines Workshops am Kongress EUROCORR 2007 der European Federation of Corrosion.
- **Teilprojekt III:** Langzeitversuche zur Spannungsrisskorrosion an Alloy 182 Mischnähten unter Siedewasserreaktorbedingungen und Normalwasserchemie-Fahrweise mit Zugabe von Chloriden.

Alle Projektziele wurden erreicht, die Arbeiten schreiten planmässig voran und bis zum Projektende 2008 werden voraussichtlich alle Ziele erreicht werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Zwischenresultate aus dem Teilprojekt I lassen darauf schliessen, dass die bisherigen Grenzkurven in Regelwerken wie dem «American Society of Mechanical Engineers» (ASME BPV Code Section XI) die Umgebungseinflüsse bei niedrigen Belastungsfrequenzen unterschätzen. Im Teilprojekt III haben sowohl die Ringversuche wie auch weitere Untersuchungen mit Mischschweißnähten die Anfälligkeit von Alloy 182 gegenüber der Spannungsrisskorrosion gezeigt. Übereinstimmend mit der Betriebserfahrung hat sich jedoch bestätigt, dass Spannungskorrosionsrisse welche von einer Alloy 182er Schweissnaht ausgehen in der Aufschmelzzone bei niedriglegierten Stählen stehen bleiben. Da im Teilprojekt II eine Früherkennungsmethode entwickelt wird, lässt sich aus den Zwischenresultaten noch kein unmittelbarer Beitrag zur nuklearen Sicherheit ableiten, wenn auch erste Resultate im Labormassstab Erfolg versprechen.

KORA ist ein Forschungsprojekt, welches es erlaubt, die mechanischen und chemischen Grenzen zu erkennen, unter denen ein bestimmter Werkstoff eingesetzt werden kann. Nur eine zuverlässige, international anerkannte und belastbare Datensammlung eines so komplexen Phänomens wie der Spannungs- und der Schwingrisskorrosion kann Betreibern und Behörden brauchbare Grenzkurven liefern. Die hervorragenden Daten des PSI fliessen nicht nur in solche international anerkannten Grenzkurven ein, sondern helfen auch der HSK bei der allgemeinen Einschätzung des Versagensrisikos von Komponenten. Die HSK kann somit ihre Alterungsüberwachungsprogramme besser abstimmen und ihre Inspektionen gezielter einsetzen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für das Teilprojekt I werden für 2008 konsolidierte Resultate und Erkenntnisse erwartet, welche zur Empfehlung einer Referenzkurve zur Korrosionsermüdung von austenitisch rostfreien Stählen führen werden. Im Teilprojekt II wird eine Dissertation zu den Grundlagen des elektrochemischen Rauschens begonnen und es werden weitere Optimierungen der Geräte und Methoden erhofft. Im Teilprojekt III werden zusätzliche Langzeitversuche unter Druckwasserreaktorbedingungen durchgeführt werden. Der Schlussbericht dieses Projektes ist für Ende 2008/Anfang 2009 vorgesehen.

1.1.2 DIAGNOSTIK-II – Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement due to Neutron Irradiation

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 87**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Projekt DIAGNOSTIK-II hat eine Laufzeit von Januar 2006 bis Dezember 2008 und befasst sich mit der Entwicklung neuer Methoden zur Früherkennung von Werkstoffschäden. Diese neuen Methoden betreffen die beiden Gebiete der Ermüdung rostfreier Stähle – wie sie beispielsweise in Rohrleitungen vorkommen – und der neutronenbedingten Versprödung von Reaktordruckbehälterstählen.

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 Betriebserfahrung zeigt, dass sich dabei unter Umständen Risse bilden können, welche zum Versagen von mechanischen Komponenten führen können. Im Rahmen dieses Projekts wird versucht neue Methoden zu entwickeln, mit denen Ermüdungsschäden besonders früh in austenitisch rostfreien Stählen entdeckt werden können.

Reaktordruckbehälterstähle sind oft hoher Neutronenbestrahlung ausgesetzt. Die Neutronen bringen dabei Störungen im Kristallgitter des Stahls ein, welche mit



Lichtmikroskopische Aufnahme eines Radialschliffs: Kurze, an der Oberfläche initiierte Risse wachsen ins Zentrum der Probe.

Quelle: PSI

der Zeit und bei hohen Neutronenfluenzen zu einer Versprödung des Reaktordruckbehälterstahls führen können. Das Reaktordruckbehältermaterial 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.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Teilprojekt 1 – Früherkennung der thermomechanischen Ermüdung in austenitisch nichtrostenden Stählen: Die Projektziele 2007 umfassten unter anderem die Evaluation magnetischer und thermoelektrischer Früherkennungsmethoden basierend auf der Initiierung von Mikrorissen, die Weiterentwicklung von Erfolg versprechenden Diagnosemethoden zur Anwendung an ausgetauschten Komponenten, die systematische Untersuchung der thermomechanischen Ermüdung (TMF) unter betriebsnahen Bedingungen, den Beginn einer Doktorarbeit zu mikrostrukturellen Aspekten von TMF, und Simulationsrechnungen zur verformungsinduzierten Martensitbildung und zum Risstiefenwachstum.

Teilprojekt 2 – Bestimmung der RDB-Versprödung auf Grund der Neutronenbestrahlung mittels Seebeck-Koeffizienten: Die Projektziele 2007 umfassten die Bestimmung des Seebeck-Koeffizienten von bestrahlten, geglühten und wiederbestrahlten Referenzproben (STILO/JRQ) sowie von unterschiedlich bestrahlten Kerbschlagbiegeproben aus den Überwachungsprogrammen von den Kernkraftwerken Gösgen sowie Beznau 1 und 2.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die HSK ist neben dem eigentlichen Werkstoffverhalten auch besonders an der Früherkennung von Alterungsschäden und Rissen interessiert. Der Weg neuer Früherkennungsmethoden von der Idee über das Labor bis hin zum Praxiseinsatz in Kernkraftwerken ist lang und dementsprechend auch mit grossen Unsicherheiten der Machbarkeit behaftet. Die Möglichkeit der Verwendung solcher Früherkennungsmethoden in der Praxis, sei es als eigenständige Erkennungsmethode oder als flankierende Untersuchung im Zusammenhang mit an-

deren Messmethoden, rechtfertigt jedoch Grundlagenforschung auf diesem Gebiet.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

2008 soll die systematische Erfassung von Rissnetzwerken an ermüdeten Proben fortgesetzt, die Messungen an ausgetauschten Komponenten erweitert, weitere TMF-Versuchsserien durchgeführt, Modellierungsmo- delle validiert und die Voraussage der Bruchzyklenzahl bei TMF verbessert werden. Zusätzlich ist geplant, die Seebeck-Koeffizientenmessungen mit modifizierten Einrichtungen zu wiederholen.

1.1.3 Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern

Auftragnehmer: Forschungszentrum Dresden-Rossendorf

Anhang A, Seite 103

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Die Änderung der Materialeigenschaften des Reaktordruckbehälters (RDB) infolge der Neutronenbestrahlung spielt eine entscheidende Rolle für das Lebensdauermanagement der gesamten Anlage. Aus struktureller Sicht kommt es in der kernnahen Zone des Reaktors zu einer Neutronenversprödung 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 Vorgehen bei der Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen des RDB ist im kerntechnischen Regelwerk festgelegt. Danach wird die Versprödung der RDB-Werkstoffe auf Grund der Erhöhung der Sprödbruch-Referenztemperatur und der Abnahme der Hochlagenenergie der Kerbschlagarbeit-Temperatur-Kurven als Funktion der Neutronenfluenz beurteilt. International wird in den letzten Jahren zunehmend das auf probabilistischer Grundlage basierende Masterkurvenkonzept (MC) nach ASTM E 1921 in Verbindung mit den ASME Code Case N-629 und N-631 angewandt. 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 2007 und deren Umsetzung

Das Forschungsprojekt wurde im April 2007 gestartet. Als Ziele zum Projektstart waren die Probenfertigung, Versuche zur Materialcharakterisierung sowie die Mehrzahl der quasistatischen Versuche zur Bestimmung der Masterkurve und der Risswiderstandskurven vorgesehen.

Zur Probenentnahme standen zwei Segmente aus dem RDB des nicht in Betrieb gesetzten deutschen Reaktors Biblis C zur Verfügung. Um die Vergleichbarkeit zu gewährleisten und Material zu sparen, wurden die Proben so weit wie möglich aus den Bruchstücken der grösseren Proben durch Elektroerosion (EDM) gefertigt. Die Probenherstellung konnte am Jahresende abgeschlossen werden.

Zur Materialcharakterisierung wurden die klassischen Zug- und Kerbschlagbiegeversuche bei verschiedenen Temperaturen durchgeführt. Die Ergebnisse werden benötigt, um den Temperaturbereich festzulegen, für den nach Standard ASTM E 1921 die Masterkurve bestimmt werden kann, die den Übergangsbereich vom Zähbruch zum Sprödbruch beschreibt.

Anschliessend wurden bei quasistatischer Belastung die Masterkurve und die Risswiderstandskurven an den grossen Standardproben bestimmt, die als Referenzkurven für die kleinen Dreipunktbiegeproben (übliche Probenform im Bestrahlungsprogramm RDB) und für die dynamischen Versuche verwendet werden. Damit wurde das Jahresziel erreicht und die Voraussetzung geschaffen, im nächsten Jahr mit verschiedenen Probengrössen bei quasistatischer und dynamischer Belastung zu beginnen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Angesichts der Komplexität und Vielschichtigkeit der involvierten physikalischen Prozesse bei der Strahlungsversprödung von niedriglegierten RDB-Stählen muss bei bruchmechanischen Berechnungen grosse Aufmerksamkeit auf die Vereinfachungen und Annahmen der Modellierung und der Berechnungsmethoden gelegt werden. Deshalb ist vorgesehen, die grundlegenden Anforderungen für die Sprödbruchsicherheitsnachweise des RDB und für die Ermüdungsüberwachung an sicherheitsrelevanten mechanischen Ausrüstungen in einer Richtlinie festzulegen. Die Anforderungen für die bruchmechanischen Nachweise werden in die Richtlinie zur Alterungsüberwachung (B01) integriert. Grundlage dafür ist die Aktennotiz HSK-AN-425, deren Me-

thoden im Forschungsprojekt überprüft und ggf. angepasst werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Nach Abschluss des Forschungsprojektes beziehungsweise nach Vorliegen gesicherter experimenteller Daten sind die Ergebnisse zu verallgemeinern und auszuwerten. Insbesondere geht es darum, die relevanten Lehren aus den gewonnenen Daten zu ziehen. Im Zentrum des Interesses stehen dabei folgende Themen:

- Übertragbarkeit der Masterkurve auf verschiedene Probengeometrien
- Einfluss der Belastungsgeschwindigkeit, dynamische vs. statische Prüfung
- Einfluss von Probengrösse und unterschiedlicher Schwingrissgeometrie
- Einfluss der grössenabhängigen «Constraints» (Dehnungsbehinderung an der Risspitze) und Möglichkeiten ihrer rechnerischen Korrektur

Es gibt experimentelle Hinweise, dass zwischen der alterungsbedingten Verschiebung der zur Bestimmung der Masterkurve benötigten Referenztemperatur T_0 und der Erhöhung der Brinell- oder Vickershärte (Werte zweier ähnlicher Härteprüfungsverfahren) eine enge Korrelation besteht. Ein solcher Zusammenhang wäre für die Alterungsüberwachung von grosser Bedeutung. Er würde die Ermittlung der Temperaturverschiebung stark vereinfachen, da sich Härtemessungen sehr einfach auch an kleinen Reststücken oder gar ambulant an den zu untersuchenden Komponenten durchführen lassen. Die Vermutung liegt nahe, dass man solche Korrelationen verfeinern und verbessern kann, wenn nicht nur die klassischen Härtewerte, sondern auch die Kennwerte der instrumentierten Härteprüfung nach der neuen Norm ISO 14557 herangezogen werden. Diese haben den Vorteil, dass ihr physikalischer Informationsgehalt grösser ist und dass die Messungen automatisiert in der Heissen Zelle oder ambulant an den zu untersuchenden Komponenten durchgeführt werden können. Im vorliegenden Projekt könnten dazu erste Messungen und Vergleiche durchgeführt werden. Wenn sich die Erwartungen bestätigen, könnte ein weiterführendes Forschungsprojekt zu dieser Thematik konzipiert werden.

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

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 109**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Mit dem Projekt STARS-V wurde im Jahr 2006 die seit 1988 erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen der HSK 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 der Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) bis hin zu auslegungsüberschreitenden Störfällen (Sicherheitsebene 4 bis zum evtl. Kernschmelzen) ein.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Die Schwerpunkte bei den Projektzielen für das Jahr 2007 wurden wie folgt umgesetzt:

- Fortführung der Forschungsarbeiten zur Abschätzung von Rechenunsicherheiten
Im Rahmen des internationalen Projekts BEMUSE IV (Best Estimate Methods – Uncertainty and Sensitivity) wurde von den Projektteilnehmern ein grosser Kühlmittelverluststörfall eines viersträngigen Druckwasserreaktors analysiert. Die Ergebnisse des PSI mit dem Thermohydraulik-Systemcode TRACE lagen im gleichen Bereich wie diejenigen der anderen Projektteilnehmer. Darüber hinaus wurde eine Parameterstudie hinsichtlich der maximalen Hüllrohrtemperatur für diesen Störfall durchgeführt, die den starken Einfluss der thermischen Leitfähigkeit im Brennstab und im Spalt zwischen Brennstoff und Hüllrohr sowie die grosse Bedeutung der Brennstabdimensionierung herausstellten.
Im Berichtszeitraum wurde zudem eine Doktorarbeit, die sich mit Unsicherheitsanalysen und ihren Anwendungen in nuklearen Sicherheitsnachweisen beschäftigte, abgeschlossen.
- Verbesserung der Modellierung des Brennstoff- und Brennstabverhaltens
Mittels einer Analyse mit dem Brennstoffcode FALCON wurden die Randbedingungen des nächsten Tests zum Brennstoffverhalten bei einem Kühlmittelverluststörfall (IFA-650.7) am Forschungsreaktor in Halden festgelegt. Ziel ist eine maximale Aufweitung

des Hüllrohrs zu erreichen um das damit einhergehende Brennstoffverhalten analysieren zu können. FALCON wurde mit einem aktuellen Modell zur Berechnung von Spaltgasfreisetzungen (Freisetzung der bei der Kernspaltung entstehenden gasförmigen Spaltprodukte) verknüpft. Die Nachrechnung eines Versuchs mit hochabgebranntem Brennstoff zeigte eine zufriedenstellende Genauigkeit bei der Bestimmung der Spaltgasfreisetzung. Die Nachrechnung der Simulation eines Reaktivitätsstörfalls an einem Brennstab im Rahmen des internationalen ALPS-Projekts (Advanced LWR Fuel Performance and Safety Research) legt nahe, dass der Druckanstieg in intragranularen Blasen kaum Einfluss auf das Hüllrohrverhalten hat.

Eine Doktorarbeit mit einem neuen Spaltgasmodell für Hochabbrandphänomene steht kurz vor dem Abschluss.

- TRACE: Fortführung von Analysen und Weiterentwicklungen
Die Nachrechnung eines kleinen Kühlmittelverlusts am Versuchsstand ROSA des japanischen Forschungsinstituts JAERI und die Simulation der Ausbreitung von Druckwellen lieferten gute Ergebnisse, zeigten aber auch die Bedeutung einer möglichst detailgetreuen Modellierung. Darüber hinaus wurde ein Modell zur Beschreibung von Filmkondensation validiert und eine neue Wärmeübergangs-Korrelation für konvektives Sieden eingeführt.

Des Weiteren wurden folgende Arbeiten im Rahmen des Projekts durchgeführt:

- Simulation und Analyse verschiedener dynamischer Abläufe in Schweizer Kernkraftwerken
- Kopplung von Rechencodes
- Kritikalitätssicherheitsanalysen
- Stationäre neutronenphysikalische 3D-Analysen von schweizerischen Reaktorkernen
- Teilnahme am europäischen Projekt NURESIM (Nuclear Reactor Simulations) in den Disziplinen Core Physics und Multi Physics. Dieses Projekt dient der Weiterentwicklung von Rechenprogrammen und Modellen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das STARS-Projekt ist zertifiziert gemäss ISO 9001:2000 und stellt mit seinen Methoden und seinem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreak-

toren dar. Es unterstützt die Aufsichtsbehörde HSK bei ihren 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 der HSK aus ihrer Aufsichtstätigkeit heraus.

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

Dank der Kapazität der Projektgruppe STARS können stationäre und dynamische neutronenphysikalische und thermohydraulische Berechnungen für Reaktorkerne und andere Konfigurationen wie Lager oder Behälter durchgeführt werden. Damit kann die HSK, im Rahmen ihrer 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 Ursachen für Alterungsmechanismen durch Neutronenbestrahlung mit ein.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Es ist vorgesehen, dass die oben beschriebenen Arbeiten weitergeführt werden. Besonderes Augenmerk sollte dabei auf der permanenten Aktualisierung der stationären Kernberechnung liegen, um im Bedarfsfall auch im Rahmen von Freigabeanträgen zu neuen Kernbeladungen kurzfristig Berechnungen der sicherheitstechnischen Kenngrössen durchführen zu können.

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

Auftragnehmer: Royal Institute of Technology (KTH)

Anhang A, Seite 133

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Programm MSWI wird von der schwedischen Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt. Neben der HSK fördern als weitere Part-

ner die schwedische Sicherheitsbehörde (SKI), schwedische Kraftwerksbetreiber sowie die EU (SARNET-Programm) die Projektarbeiten. Seit dem Beginn ihrer Teilnahme am Programm (1996) kann die HSK direkt auf alle erarbeiteten Resultate zugreifen und hat die Möglichkeit, die Forschungsziele mitzubestimmen.

Seit 2006 liegt der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten bei der Untersuchung von Phänomenen, welche bei einem schweren Unfall in einem Siedewasserreaktor (SWR) zu erwarten sind. Die MSWI-Projektarbeiten im Jahre 2007 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.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

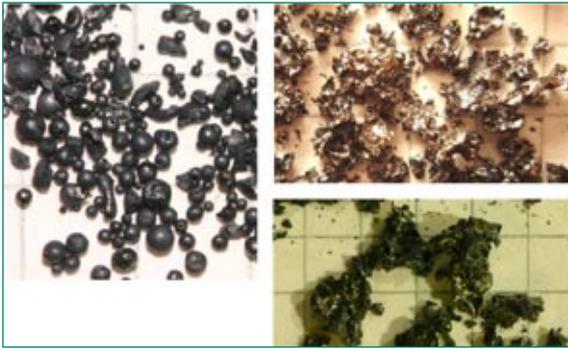
Zusammenfassend ist festzustellen, dass sowohl im numerischen wie auch im experimentellen Bereich gute Fortschritte erzielt und die Projektziele weitgehend erreicht wurden. Nachfolgend werden die wichtigsten Projektarbeiten und Resultate aus dem Jahr 2007 kurz zusammengefasst:

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

Im Rahmen dieser analytischen Untersuchungen konnte ein fortgeschrittenes Simulationsprogramm entwickelt und validiert werden. Das Programm erlaubt die dreidimensionale Berechnung der Ausbildung eines Schmelzesees in der geometrisch (auf Grund zahlreicher Durchdringungen) komplexen unteren SWR-RDB-Kalotte. Der Einfluss der Steuerstabantriebskühlung kann bei der Simulation berücksichtigt werden. Die Resultate der numerischen Simulation zeigen, dass Temperaturverläufe und Wärmestromdichten mit guter Genauigkeit berechnet werden können. Die Ergebnisse weisen darauf hin, dass mit Einsatz der Steuerstabantriebskühlung ein RDB-Versagen möglicherweise verhindert, mindestens aber deutlich verzögert werden kann.

Bildung einer Schmelzpartikelschüttung (DEFOR-Programm)

Bei den DEFOR-Experimenten wird die Ausbildung der Schmelzpartikelschüttung untersucht, wenn ein Schmelzestrahler einer unterkühlten Wasservorlage zugeführt wird. Ziel der Experimente ist es, ein verbessertes Verständnis der Thermohydraulik in der Schüt-



Partikelschüttung einer Kernschmelze nach der Abkühlung in Wasser unter verschiedenen Randbedingungen.

Quelle: Royal Institute of Technology (KTH)

tung (Zweiphasenströmung) zu erhalten, um letztendlich bessere Vorhersagen zur Kühlung der Kernschmelze «ex-vessel» 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 Unterkühlungsgrad (Siedeabstand des Wassers), die Tiefe des Wasserpools sowie der Überhitzungsgrad und die Zusammensetzung der Schmelze.

Nachdem die erste Messkampagne gezeigt hat, dass insbesondere der Unterkühlungsgrad des Wassers einen entscheidenden Einfluss auf die Eigenschaften des Partikelbetts hat, wurden 2007 so genannte «Snapshot-Experimente» (d.h. Experimente mit Separation von Teilmechanismen) durchgeführt, bei denen der Einfluss der Unterkühlung unter genau definierten Bedingungen näher untersucht wurde. Wichtige Erkenntnisse aus den Versuchen:

- Bei stark unterkühltem Wasser bildet sich – nach starker Strahlfragmentierung – eine hochporöse Partikelschüttung (60–70%). Die chemische Zusammensetzung der Schmelze hat dabei kaum einen Einfluss auf die Porosität.
- Bei geringer Unterkühlung wird nach Eintritt der Schmelze ein starkes Sieden beobachtet. Die sich ausbildende Schüttung besteht aus stark agglomerierten (d.h. grossen) Partikeln mit einer relativ geringen Porosität im Bereich von 45 bis 59%.

Obleich die teilweise sehr hohen Porositäten auf eine gute Kühlbarkeit der Schüttung hinweisen, ist dieser

Sachverhalt zu relativieren: Die Experimente zeigen (leider) auch eine hohe partikelinterne Porosität, welche im Hinblick auf die Kühlungseigenschaften keine Vorteile mit sich bringt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt MWSI liefert wichtige Erkenntnisse zu den komplexen und bis heute nicht im Detail verstandenen Abläufen bei schweren Reaktorunfällen. Je umfassender das Verständnis der Unfallphänomene ist, desto präziser können diese modelliert werden. Dadurch werden zum Beispiel belastbarere Risikoquantifizierungen (auf Basis der Stufe-2-PSA) möglich, die beim Entscheid über technische Nachrüstungen und auch bei der Optimierung von Unfallbeherrschungstrategien (SAMG) und der Notfallplanung eine wesentliche Rolle spielen. So liefern die Forschungsergebnisse beispielsweise Erkenntnisse darüber, mit welchen Methoden und Erfolgsaussichten die Kernschmelze vor oder nach einem Versagen des Reaktordruckbehälters gekühlt werden kann. Bemerkenswert ist die konsequente Ausrichtung der MSWI-Forschungsarbeiten auf unmittelbare Anwendbarkeit der Resultate in den oben genannten Bereichen, insbesondere für Siedewasserreaktoren, welche – wie beispielsweise die Schweizer SWR – als zentrale Massnahme bei einem Kernschmelzunfall das Containment fluten. Generell nicht zu unterschätzen ist die Tatsache, dass der HSK durch die Mitwirkung am MSWI-Projekt der Zugang zum aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktor-Schwerunfallforschung (auch über die Projektthemen hinaus) möglich ist.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im MSWI-Projekt wurden in der Vergangenheit hervorragende und international stark beachtete Resultate erarbeitet. Im Jahr 2008 werden die beschriebenen Arbeiten fortgesetzt und um weitere Experimente (z.B. zum so genannten «Fokussierungseffekt») ergänzt. Ferner ist geplant, die (weit fortgeschrittenen) Arbeiten zur so genannten «coolability map» abzuschliessen. Hierbei handelt es sich um ein Diagramm, aus dem abgelesen werden kann, ob eine Schmelzekonfiguration (SWR) kühlbar ist. Die Arbeiten an der KTH sind bislang insgesamt sehr zufriedenstellend verlaufen.

1.1.6 MELCOR – Überprüfung und Weiterentwicklung des Rechencodes MELCOR für die Analyse schwerer Unfälle in Leichtwasserreaktoren

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 151**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Der Rechencode MELCOR (Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases) wird sowohl von der HSK als auch von den Betreibern schweizerischer Kernkraftwerke für die Berechnung und Simulation von schweren Unfällen benutzt. Der im Auftrag der amerikanischen Aufsichtsbehörde USNRC von Sandia National Laboratories entwickelte Code wird ständig den neuesten Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst. Die HSK beteiligt sich an diesen Weiterentwicklungsarbeiten. Als sicherheitstechnisch wichtig und für die Analyse schwerer Unfälle besonders relevant wurde die Oxidation von Zircaloyhüllrohren in einer sauerstoffhaltigen Umgebung während eines Unfalls mit schwerer Kernbeschädigung für nähere Untersuchungen ausgewählt. Zircaloy ist die Metalllegierung, aus dem Hüllrohre und Kerneinbauten gefertigt werden. Die im Rahmen dieses Projektes realisierten Weiterentwicklungen sollen später in Form von neuen Programm-Modulen in zukünftige Versionen des MELCOR Rechencodes integriert und damit den Benutzern zur Verfügung gestellt werden.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Im zweiten Projektjahr erarbeitete sich das Projektteam einen breiten Überblick über neue detaillierte Rechnungen zu Einzeleffekt- und Integraltests, die in Forschungsanlagen in Rumänien, Deutschland und Frankreich durchgeführt wurden. Daneben wurden Lufteinbruch-Modelle studiert, die durch ausländische Organisationen (z.B. die deutsche Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) und das französische Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)) mithilfe von verschiedenen Computer-Programmen erstellt wurden. Anhand dieser gesammelten Informationen konnten die wichtigsten physikalischen Mechanismen identifiziert werden. Auf Basis dieser Untersuchungen wurde ein Modell formuliert, das nicht nur das Verhalten von Zircaloy-4 beschreibt, dem zu betrachtenden Material für dieses Projekt, sondern welches in einem zukünftigen Projekt auch erlaubt, das Verhalten von fortschrittlichem Hüllrohrmaterial zu implementieren.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Bestimmung der Zircaloyoxidation ist mit der bis heute in der Schweiz verwendeten Version 1.8.5 des MELCOR-Rechencodes nicht für alle Fälle mit der erwünschten Genauigkeit möglich. Ziel des dreijährigen Projektes (2006–2008) ist die Entwicklung und Validierung eines MELCOR-Programm-Moduls, welches die Oxidation von Zircaloy in einer sauerstoffhaltigen Umgebung bei einem schweren Unfall realistisch vorausagt.

Das Projekt dient zudem der Erhaltung von Kompetenz und Know-how in der Schweiz. Dabei verfolgt das PSI die Entwicklung von MELCOR und anderen Rechencodes für schwere Unfälle und gibt sein Know-how den Schweizer Benutzern in einem von der HSK organisierten Workshop weiter.

Die ständige Weiterentwicklung des in der Aufsicht verwendeten MELCOR-Rechencodes und dessen Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Unfallforschung schafft eine wichtige Voraussetzung für die Begutachtung der Risikoabschätzung schwerer Unfälle, wie sie im Rahmen von PSA-Studien gemacht werden. In der künftigen Richtlinie HSK-A05 (Anforderungen an Umfang und Qualität einer probabilistischen Sicherheitsanalyse) wird MELCOR als einer der Rechencodes genannt, welche dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und von den Betreibern der Kernkraftwerke zur Modellierung von Unfallverläufen und Quelltermanalysen verwendet werden dürfen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die nächste Phase des Projektes beinhaltet die detaillierte Programmierung des Modells und den Vergleich der Rechenresultate mit experimentellen Daten. Der bestehende Forschungsvertrag läuft Ende 2008 aus. Die HSK plant mit dem PSI eine Weiterführung der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im Zusammenhang mit dem MELCOR-Code.

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 zu Kühlungsmechanismen im Hinblick auf die Entwicklung von Modellierungscodes für schwere Unfälle und die Bewertung und Verbesserung von Codes 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 von Wechselwirkungen unterschiedlicher Kühlungsmechanismen und zur Bereitstellung von Daten für Modellentwicklung und Codebewertung
- (2) Untersuchung der verbesserten Kühlbarkeit neuer Designkonzepte unter Kernschmelzbedingungen
- (3) Generierung zweidimensionaler Daten über Schmelze-Beton-Wechselwirkung
- (4) Validierung von Codes über schwere Unfälle

Neben der Schweiz sind an dem Projekt 12 weitere Länder beteiligt.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Im Jahr 2007 wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

- Im SSWICS8-Test (Small Scale Water Ingression and Crust Strength, Test 8) wurde das Bruchverhalten von zwei 50 mm starken Krustensegmenten untersucht. Hinsichtlich Materialfestigkeiten bestätigten die Ergebnisse Messungen aus früheren Tests (SSWICS 1 bis 7), aus denen gefolgert wurde, dass in der Spätphase des Unfallablaufs mit einer Beeinträchtigung des Mechanismus der Kühlung mittels Wassereintrag (Water Ingression) zu rechnen ist.
- Im CCI-Test (Core-Concrete-Interaction) wurde ein möglichst hoher Metallgehalt der Schmelze verwendet, um einen prototypischen Siedewasserreaktor besser zu repräsentieren, und der Testbereich wurde modifiziert, um die Phase mit trockener Schmelze-Beton-Wechselwirkung zu verlängern. Die Daten zeigen, dass auf Grund exothermischer Oxidation metallischer Schmelzbestandteile die Temperatur der Schmelze um 150 °C ansteigt und sich die Betonabtragsrate um den Faktor 3 erhöht. Nach vollständiger Oxidation sanken Temperatur und Abtragsrate wieder auf die ursprünglichen Werte. Das Vorhandensein einer Kruste verhinderte den Kontakt von



Bild einer aufgeschnittenen Probe, die eine erkaltete, in einen Betonzylinder gegossene Kernschmelze zeigt, die sich mit einem Teil des Betons vermischt hat.

Quelle: S. Lomperski & M.T. Farmer, «Measurements of the Mechanical Strength of Corium Crusts», Paper to be published in: Proceedings of ICAPP'08, Anaheim CA, USA, June 8-12, 2008.

Kühlwasser mit Schmelze (vollständige Blockierung 314 min nach Testbeginn). Versuche, die Schmelzkruste mit einer Lanze zu durchbrechen, misslingen. Die Krustenbildung liefert zudem eine Erklärung für die asymmetrische Betonabtragung.

- Zur Untersuchung neuer Kühlungskonzepte ist im grossen Massstab ein Test des Oberflächenkühlungskonzepts (Water Cooled Surface Concept) geplant. Hierzu sollen im Betonfundament Kühlwasserkanäle integriert werden. Weiterhin sind zwei Tests mit porösen Betonstrukturen vorgesehen (Porosity Formation Cooling Concept), die den Wassereintritt in die Schmelze (trotz Krustenbildung) aufrechterhalten sollen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Auf der Grundlage der Resultate dieses Projektes können PSA-Studien der Stufe 2 und insbesondere die daraus abgeleiteten «Severe Accident Management Guidelines (SAMG)» optimiert werden, welche auch Strategien zur Kühlung einer Kernschmelze beinhalten. Damit soll das Durchschmelzen des Betonfundaments und das Eindringen von radioaktiven Stoffen in den Boden und das Grundwasser verhindert werden. 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 werden die ersten Versuche für neue Kühlungskonzepte durchgeführt. Weiterhin ist ein zusätzlicher SSWICS-Test geplant. Darüber hinaus sollen weitere CCI-Tests spezifiziert werden.

1.1.8 OECD OPDE – Piping Failure Data Exchange Project

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Die OPDE-Datenbank beinhaltet Informationen von Schadensbefunden an sicherheitstechnisch klassierten und risikorelevanten Rohrleitungen in Kernkraftwerken, die zu Wandstärkeschwächungen, Rissen, Leckagen oder Brüchen geführt haben. Die Datenbank bietet den Beteiligten Nutzungsmöglichkeiten für verschiedene Aufgabenstellungen bezüglich der nuklearen Rohrleitungssysteme. Im Vordergrund steht der internationale Erfahrungsaustausch über Ursachen und Auswirkungen von Rohrleitungsschäden.

Bis Mitte 2008 läuft die zweite Phase des OPDE-Projektes, die vor allem der aktiven Datensammlung von Schadensfällen dient. Als praktisches Bewirtschaftungsinstrument steht ein Internet-Portal zur Eingabe neuer Datensätze zur Verfügung, das ausser von den nationalen Koordinatoren der 12 beteiligten Nationen auch von den Betreibern der Kernanlagen genutzt werden kann. In der Datenbank sind derzeit über 4000 Ereignisse dokumentiert.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Im Jahr 2007 stand die aktive Bewirtschaftung der Datenbank durch die beteiligten Organisationen im Vordergrund. Es wurden Datensätze aufgearbeitet und neue Datensätze eingefügt. Zwei der vier Schweizer KKW-Betreiber haben 2007 die aktive Bewirtschaftung der Datenbank aufgenommen und nutzen die aktuelle Vollversion. In den Schweizer KKW wurden in den letzten Jahren vergleichsweise wenige Rohrleitungsschäden festgestellt, welche die Aufnahmekriterien für die OPDE-Datenbank erfüllen.

Die HSK organisierte eines der beiden Projekttreffen mit den nationalen Koordinatoren. Diese Tagung beinhaltete ein Kurzseminar zur Vorstellung und Nutzungsmöglichkeiten der Datenbank, zu dem die Schweizer KKW-Betreiber und weitere Interessierte eingeladen waren.

Das zweite Projekttreffen diente den Vorbereitungen zur Weiterführung der Datenbank für die Phase von 2008 bis 2011. Daneben wurden Fragen des Informationsaustauschs zwischen dem OPDE-Projekt und anderen internationalen Projekten der OECD (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project (SCAP), risk-informed, in-service inspections methodologies (RISMET)) behandelt. Die Bedingungen für die Aufnahme weiterer Mitglieder in das Projekt wurden ausgearbeitet und festgelegt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die OPDE-Datenbank wird bei der HSK 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. Die Datenbank liefert Informationen zu den Versagensmechanismen der Rohrleitungssysteme, aus denen sich Aussagen zur Lebensdauer sowie gezielte Vorgehensweisen zur Früherkennung der Schäden ableiten lassen.

Die HSK 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. Viele dieser Anlagen sind mit den Schweizer Kernkraftwerken vergleichbar. Der internationale Erfahrungsaustausch beschleunigt insbesondere den Erkenntnisgewinn über alterungsbedingte Schädigungsmechanismen, da mit einer grösseren Datenmenge zuverlässiger beurteilt werden kann, welche Faktoren diese Mechanismen beeinflussen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für die zukünftige Projektperiode ab 2008 ist vorgesehen, die Datensammlung und Aufdatierung der Daten weiterzuführen sowie die Anwendung der Datenbank weiter zu etablieren. Für die Schweiz gilt es, die beiden bisher noch nicht beteiligten Betreiber zur aktiven Mitwirkung in diesem Projekt zu gewinnen. Mit der Teilnahme am RISMET-Workshop 2008 werden wichtige Erkenntnisse für das Gebiet der risikoinformierten Wiederholungsprüfprogramme erwartet.

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 Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei (sicherheitsrelevanten) Komponenten gleichzeitig oder innerhalb einer kurzen Zeitspanne auf Grund gemeinsamer Ursache auftraten, so genannte Common-Cause Failure (CCF) Ereignisse.

Zurzeit beteiligen sich neben der Schweiz zehn weitere Länder am ICDE-Projekt, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben wird. Das Projekt wird durch Beiträge der beteiligten Länder finanziert.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Die für die Datenerfassung neu entwickelte ICDE-Datenbank wurde um zusätzliche Funktionen 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 Entwicklung der Datenbank hat allerdings deutlich mehr Kosten verursacht als ursprünglich eingeplant.

Stand und Erkenntnisse aus der Sammlung und Auswertung von CCF-Ereignissen:

- Die Auswertung der CCF-Ereignisse für den Komponententyp *Füllstandsmessung* wurde mit dem Analysebericht abgeschlossen. Die Auswertung zeigt auf, dass Teilausfälle der Füllstandsmessung meistens rechtzeitig entdeckt wurden, bevor die Auslösung einer Sicherheitsfunktion gefährdet war. Allerdings sollte untersucht werden, inwieweit eine durchgängige Prüfung der Funktion der Füllstandsmessung durchgeführt wird bzw. durchführbar ist.
- Die Auswertung der CCF-Ereignisse für den Komponententyp *Leistungsschalter* wurde mit dem Analysebericht abgeschlossen. Als wesentlicher Fehlermechanismus, der zu einem CCF führte, wurde der mechanische Verschleiss einzelner Schalterbauteile identifiziert, der durch unzureichende Wartung und erhöhte Beanspruchungen verursacht wurde.

- Die für den Komponententyp *Steuerstabantriebe* gesammelten CCF-Ereignisse wurden ausgewertet und die Ergebnisse im Rahmen eines Workshops diskutiert. Demnach sind mehrere Ereignisse mit Mehrfachausfällen von Steuerstabantrieben aufgetreten. Diese hätten aber in keinem Fall zu einem Gesamtausfall des Reaktorschnellabschaltsystems geführt.

- Für den neu in die Datensammlung aufgenommenen Komponententyp *Wärmetauscher* wurden von zwei Ländern CCF-Ereignisse zur Überprüfung der Eignung der Kodierungsrichtlinie gesammelt. Die daraus gewonnenen Erkenntnisse (zusätzliche Hinweise zur Kodierung der Ereignisse, Aufnahme zusätzlicher Ausfallarten) gehen in die Richtlinie ein.

Zukünftige Analyseberichte sollen dahingehend geändert werden, dass die in den Kodierungsrichtlinien enthaltenen Vorgaben für die Datenerfassung nicht mehr explizit wiedergegeben werden und die technischen Erkenntnisse ausführlicher dargestellt werden. Die Projektziele für das Jahr 2007 wurden weitgehend erreicht.

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. Dieser Quantifizierung kommt bei der Bestimmung der Zuverlässigkeit der im Rahmen der Probabilistischen Sicherheitsanalysen berücksichtigten Sicherheitssysteme besondere Bedeutung zu, da CCF die Funktion mehrerer Redundanzen (funktionell unabhängige Teilsysteme) beeinträchtigen können.

Die im Projektjahr 2007 gesammelten und ausgewerteten Erfahrungen bezüglich CCF-Ereignissen lieferten keinen direkten Anlass, Massnahmen zur Verhinderung oder zur Eingrenzung der Auswirkungen derartiger Ereignisse in den schweizerischen Kernkraftwerken zu veranlassen. Basierend auf den Ergebnissen des Analyseberichts für den Komponententyp Füllstandsmessung sollte überprüft werden, inwieweit eine durchgängige Prüfung des gesamten Signalweges der Füllstandsmessung in den schweizerischen Kernkraftwerken durchgeführt wird bzw. durchführbar ist.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für die Ziele der nächsten Projektperiode von 2008 bis 2011 wurde ein erster Entwurf erarbeitet. Folgende Schwerpunkte lassen sich daraus ableiten:

- Aktualisierung und Überarbeitung bestehender Analyseberichte für die Komponententypen *Dieselmotoren, Pumpen* und *Motorarmaturen*
- Fertigstellung der Analyseberichte für die Komponententypen *Steuerstabantriebe* und *Wärmetauscher*
- Intensivierung des Erfahrungsaustauschs bezüglich der Nutzung der aus der Auswertung der CCF-Ereignisse gewonnenen Erkenntnisse
- Erfassung und Auswertung von CCF-Ereignissen für neue Komponententypen (z.B. pneumatisch gesteuerte Armaturen, Lüfter)

Die Teilnahme aller bisher am Projekt beteiligten Länder in der neuen Projektperiode ist noch unklar. Bisher haben Deutschland, Schweden und die Schweiz den Vertrag für die neue Projektperiode unterschrieben.

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-Mitgliedstaaten. Das Projekt soll dazu beitragen, die Ursachen, die Ausbreitung und die Auswirkung von Bränden besser zu verstehen. Es ist unter anderem 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 nur denjenigen Staaten zur Verfügung, die Daten beisteuern. Zusätzlich zu den elf bisherigen Teilnehmern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Tschechien, USA) ist in 2007 Südkorea dem Projekt beigetreten.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Das im Jahr 2003 gestartete Projekt befindet sich in der zweiten Projektphase, die in 2007 um ein Jahr

auf 2006–2009 verlängert werden konnte. Dank der jüngsten Neueintritte war diese Verlängerung ohne finanziellen Aufwand der bisherigen Teilnehmer möglich. Planmässig wurden in 2007 Daten zu weiteren Brandereignissen gesammelt und die zu der bereits festgelegten Datenbankstruktur gehörende Dokumentation («Coding Guidelines», «Quality Assurance Manual», «Operating Guidelines») weiter entwickelt. In zwei Projektmeetings (Schweden, Kanada) wurden die neu aufgenommenen Brandereignisse, die Datenbankentwicklung und die Projektplanung unter den Vertretern der Projektmitgliedstaaten besprochen. Die Anzahl der bislang ausgewerteten Brände (241 qualitätsgesicherte Ereignisse) ist nach wie vor zu klein, um aussagekräftige statistische Schlüsse zu ziehen. Einzelne, zum Teil noch offensichtliche Schlussfolgerungen werden etwa in Bezug auf die häufigsten Brandursachen, die häufigsten Brandlasten oder die Zuverlässigkeit von Brandmeldeanlagen jedoch bereits erkennbar. Über das Projekt und dessen vorläufige Ergebnisse wurde in der Fachzeitschrift Kerntechnik sowie an der Konferenz SMiRT 19 in Toronto berichtet.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

In einer Untersuchung des CSNI zum Reifegrad der Brand-PSA für Kernkraftwerke wurde, basierend auf einer Umfrage in den kernenergieproduzierenden OECD-Mitgliedstaaten, das Sammeln zuverlässiger Brandereignisdaten als einer der dringendsten 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 Kernkraftwerkbetreiber 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 die HSK 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 nach Möglichkeit vermehrt für zunehmend detaillierte Analysen genutzt werden.

1.1.11 OECD CABRI Waterloop Project

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Im «CABRI International Project (CIP)» der OECD/NEA und des «Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)» sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Hochabbrandverhalten von Brennstäben bei schnellen Reaktivitätsstörfällen (Reactivity Initiated Accidents, RIA) in Kernreaktoren durchgeführt werden. Zu diesem Zweck wird der bisher mit Natrium gekühlte Testloop des CABRI-Reaktors auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop), 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 denen vom «Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA)» in Saclay, Frankreich, das mechanische Verhalten bestrahlter Hüllrohrproben bei den für RIA typischen hohen Dehnungsraten untersucht wird.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Im Jahre 2007 wurden folgende Projektziele erreicht resp. auf Grund neuer Anforderungen modifiziert:

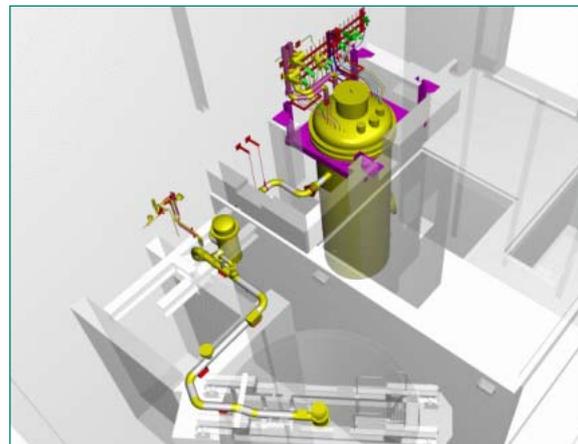
- Die französische Aufsichtsbehörde hat verlangt, dass die vollständige seismische Ertüchtigung des CABRI-Reaktorgebäudes vor dem Qualifikationstests CIPQ für den Waterloop erfolgen muss. IRSN will die Durchführung des Tests CIPQ für den Waterloop im Zeitraum November 2009 bis April 2010 gewährleisten.
- Wegen Korrosionsbefunden musste der Kernbehälter des CABRI-Reaktors entfernt werden (Februar 2007). Ein neuer Kernbehälter befindet sich in Fertigung.
- Die CIP-Testmatrix wurde überprüft und modifiziert (14th TAG Meeting).
- Für die Tests CIPQ, CIP3-1 und CIP3-2 wurde auch das Brennstabverhalten nach Auftreten der Siedekrise («post-burnout») rechnerisch modelliert.
- Die für den Test CIP4-2 vorgesehenen MOX-Brennstabsegmente aus dem KKW Beznau (KKB) wurden mit zerstörungsfreien Methoden untersucht.
- Das aus dem KKW Leibstadt (KKL) stammende bestrahlte Hüllrohrmaterial für mechanische Tests im Rahmen des PROMETRA-Programms wurde am PSI vom Brenn-

stoff getrennt und zusammen mit einem Charakterisierungsbericht an das CEA Saclay geschickt.

Wichtige Publikationen des Projektes im Jahre 2007: IRSN-Report 2007-91: CABRI Waterloop Programme: Status Report No. 12, 30.08.2007; Summary Record of the 14th Meeting of the Technical Advisory Group of the OECD/NEA-IRSN CABRI Waterloop Project, Aix-en-Provence, France, 1 – 2 February 2007; PSI Report TM-43-07-27: Characterisation and preparation of cladding segments for PROMETRA tests at CEA, Saclay, 03.09.2007.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die von der HSK im Jahre 2004 festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in schweizerischen Kernkraftwerken (HSK-AN-5208 vom 15. Juli 2004) be-



Im Druckbehälter (oben) wird das für die Versuchsschleife (Water Loop) benötigte Wasser hoher Temperatur (ca. 280 °C) und hohen Drucks (ca. 155 bar) erzeugt. Der Behälter ist über Rohrleitungen und Komponenten wie Förderpumpe und Filter mit der Testzelle (unten) verbunden. Die Testzelle enthält die Testvorrichtung mit dem zu untersuchenden Brennstab sowie der Instrumentierung und wird in den Kern des CABRI-Reaktors (nicht im Bild) eingeführt. Der Filter (Bildmitte) dient dazu, im Falle eines Brennstababversagens die Brennstofffragmente aufzufangen. CEA copyright



Bild 2: Die Testzelle vor dem Einbau in den CABRI-Reaktor.

CEA copyright

dürfen der weiteren experimentellen Absicherung. Dies betrifft vor allem die Kriterien für MOX-Brennstoff und diejenigen für Uranoxid-Brennstoff (Siedewasserreaktor-Bedingungen).

Der CABRI-Reaktor ist – neben dem Forschungsreaktor NSRR 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 PSI verwendet werden) genauer zu modellieren und die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle (RIA) zu verifizieren und nötigenfalls zu verbessern.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die PROMETRA-Tests mit KKL-Hüllrohrmaterial sind für das Jahr 2008 geplant. Die Beiträge des JAEA (Japan) zum CIP wurden konkretisiert. Fünf am NSRR durchgeführte RIA-Tests wurden ausgewählt. Darunter befinden sich zwei Tests mit Brennstoff aus dem KKL resp. dem KKB. Die Ergebnisse dieser Tests und deren Interpretation im Rahmen des CIP sind für die HSK interessant, weil sie der Absicherung der RIA-Sicherheitskriterien der HSK für MOX-Brennstoff sowie für Uranoxid-Brennstoff unter Siedewasserreaktor-Bedingungen dienen.

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 OECD-NEA eine internationale Datenbank von Betriebserfahrungsdaten von 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 auch für die Betreuung der Datenbank und die Qualitätssicherung der Daten verantwortlich ist. Das IFE betreibt unter anderem auch den Forschungsreaktor in Halden und organisiert das dazugehörige OECD-Halden-Projekt.

Die COMPSIS-Datenbank steht nur denjenigen Organisationen zur Verfügung, die Daten beisteuern.

Projektziele des Berichtsjahres 2007 und deren Umsetzung

Folgende zehn Länder waren in den Jahren 2005 – 2007 am COMPSIS-Projekt beteiligt: Finnland, Deutschland, Ungarn, Japan, Südkorea, Slowakei, Schweden, Taiwan, USA und die Schweiz. Im Jahre 2007 fanden zwei Sitzungen der SG zusammen mit dem IFE statt. Die Coding Guidelines wurden von der SG bereinigt und fertig gestellt. Die Bedürfnisse der einzelnen Länder zur Auswertung der Daten wurden abgeklärt und es wurden mögliche Auswertungsmethoden besprochen. Das IFE erstellte die Datenbank mit der Benutzerschnittstelle und nahm diese in Betrieb. Die berechtigten Personen aus den Teilnehmerländern können direkt über eine sichere Internet-Verbindung darauf zugreifen. Es wurden bisher gegen 30 Ereignisse neu eingegeben. Die nächste Projektphase (2008 – 2010) wurde vorbereitet.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der Mangel an Analysedaten bei digitalen Leittechniksystemen ist eine der Hauptlücken bei Risikoanalysen. 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 (IAEA, IEC) sind Anforderungen an rechnerbasierte sicherheitsrelevante Systeme festgehalten, damit diese mit hoher Zuverlässigkeit arbeiten. Auf diese Vorgaben wird auch in der Richtlinie HSK-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

In der nächsten Projektphase (2008–2010) werden sich voraussichtlich die gleichen Länder wie bisher beteiligen. Neue Mitglieder wären wünschenswert. Die Länder Frankreich, Grossbritannien, Kanada, Spanien und

Tschechien werden nun konkret darauf angesprochen. Die nächste Aufgabe ist es, die Datenbank mit einer ausreichenden Anzahl von Daten zu füllen. Es sollen auch so genannte «low level events», z. B. Erkenntnisse aus der Instandhaltung, erfasst werden. Die Fertigstellung eines Erfahrungsberichtes zu Händen des CSNI ist bis Februar 2008 geplant.

1.2 Strahlenschutz

1.2.1 Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 163**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Ziel der Zusammenarbeit ist einerseits die Aufrechterhaltung der fachlichen und personellen Kapazitäten, um spezifische Fragestellungen oder Aufgaben in den Gebieten der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und Radioanalytik bearbeiten zu können. Diese können den Normalbetrieb der Kernanlagen betreffen oder im Rahmen der Vorbereitung auf die besonderen Umstände bei Stör- und Unfällen auftreten.

Die internationale Normentätigkeit im Gebiet der Strahlenschutzmesstechnik soll aktiv verfolgt und in ausgewählten Projekten durch direkte Mitarbeit unterstützt werden. Wesentliche Ziele der Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Radioanalytik sind die weitere Entwicklung, Optimierung und sichere Bereitstellung von spezifischen Analyseverfahren, die im Rahmen von umfassenden Immissions- und Inkorporationsüberwachungen oder im Falle eines nuklearen Ereignisses angewendet werden müssen.

Andererseits ist das Ziel der vorliegenden Vereinbarungen die Erarbeitung von Expertisen und von Lösungsvorschlägen für dosimetrische, messtechnische und radiologischen Fragen, die sich der HSK auf Grund ihrer Aufsichtsfunktion über Kernanlagen ergeben.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Im Arbeitsplan 2007 sind nebst der Teilnahme an internationalen Vergleichsmessungen und möglichen Auftragsarbeiten mehrere Teilprojekte vereinbart worden, über die zusammenfassend Folgendes zu berichten ist:

In dem von einem Vertreter des PSI geleiteten Verfahren zur Revision der *Norm über die Beurteilung von Oberflächenkontaminationen (ISO 7503)* konnte ein wesentlicher Fortschritt erzielt werden. Die ISO-Arbeitsgruppe WG17 einigte sich in einem zeitraubenden und aufwendigen Verfahren in einer konzeptuellen Frage. Der Normentwurf unterscheidet auch künftig zwischen der direkten Methode, bei der die Emissionsrate der Oberflächenkontamination bestimmt wird und der indirekten Methode, bei der die Emissionsrate des Wischtestmaterials gemessen wird. Der Normentwurf wird aber die Umrechnung auf Flächenaktivitäten so ausführlich erläutern, dass der Vergleich mit den rechtlich vorgegebenen Richtwerten für die Flächenaktivität geregelt ist. Es ist nun geplant, die Teile 1 und 2 der ISO 7503 als «Committe Draft» den Mitgliedsländern zur Abstimmung vorzulegen. Teil 3 ist noch in Bearbeitung, hier steht das schweizerische Eichverfahren für Kontaminationsmessgeräte, das unter der Federführung des PSI entwickelt wurde, zur Diskussion.

Neu engagiert sich ein Vertreter des PSI in der ISO-Arbeitsgruppe WG14, die die *Norm über die Beprobung der Fortluft von Kernanlagen (ISO 2889)* komplett revidiert. Durch diese Teilnahme konnten einige Sichtweisen der Schweiz und die Erfahrungen des PSI aus den jüngsten Experimenten einfließen. Das PSI hat die Experimente zur Beprobung von Partikeln mit einem aerodynamischen Durchmesser von 1 und 8 Mikrometer abgeschlossen und in Berichten dokumentiert. Es zeigte sich, dass die Probenahmeverluste bei den 8 Mikrometer Partikeln in den Kaminen des PSI Ost und West gross sind. Der Entscheid, ob hier Verbesserungsmaßnahmen nötig sind, ist nun nicht mehr Gegenstand der Zusammenarbeit. Das Ziel des Teilprojekts «Entwicklung einer Methode zur Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen» ist zwar terminlich verzögert, aber vollumfänglich erreicht worden. Dieses Teilprojekt ist mit den im 4. Quartal 2007 erstellten Berichten abgeschlossen.

Weit fortgeschritten ist die Entwicklung des Mikrowellen-Aufschlussverfahrens für schwer auflösbare Feststoffe wie Beton, Klärschlamm und Sedimente. Diese neue Aufschlussmethode fand praktische Anwendung bei der Bestimmung der Radioaktivität in Schlämmen, die am PSI Ost als Altlast in einem Rückhaltebecken für Abwasser vorliegen. Ein Chemiestudent der Universität Konstanz hat im Rahmen eines Praktikums die Trennung der Radionuklide Eisen-55, Kobalt-60, Nickel-63 und Chrom-51 über eine spezifische Harz-Kolonnenrealisiert, so dass künftig in den Aufschlüssen auch die rei-

nen weichen Betastrahler separat nachgewiesen werden können. Zusammen mit der bereits im Vorjahr entwickelten Methode zur Bestimmung des Tritium- und Kohlenstoff-14-Gehalts liegen nun alle Labormethoden zur Spezifizierung der radioaktiven Schlämme vor, so dass ein geeignetes Entsorgungsverfahren evaluiert werden kann.

Das Ziel des Teilprojekts «Vollständige Beschreibung der Energieabhängigkeit eines Messinstrument-Transfer normals für die Ortsdosisleistung von Umgebungs- und Hochenergiephotonenstrahlung» ist mit der Etablierung einer bei der PTB Braunschweig kalibrierten Hochdruckionisationskammer vom Typ Reuter&Stockes vollumfänglich erreicht worden. Dieses Teilprojekt kann nach der Fertigstellung der Dokumentation abgeschlossen werden. Es ist geplant, die Feldmessungen im Bereich der hochenergetischen N-16-Gammastrahlungsfelder am Zaun der Siedewasserreaktoren fortzuführen.

Bei nationalen und internationalen Vergleichsmessungen konnten in allen Bereichen qualitativ hoch stehende Ergebnisse erzielt werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Fortschritte bei der Revision der beiden oben erwähnten ISO-Normen sind für die Aufsichtstätigkeit wichtig, weil dadurch die Dokumentation des Standes der Technik aktualisiert und die Durchsetzung von Forderungen erleichtert wird. Aus Sicht der Aufsichtsbehörde sind die vom PSI eingebrachten Erkenntnisse bei der Revision der Norm über die Bestimmung der Oberflächenkontamination sehr wichtig, weil dies die international harmonisierte Erhebung und Beurteilung von Messwerten bei der Abwicklung von grenzüberschreitenden Transporten radioaktiver Stoffe stärken wird.

Dank der neuen Analyseverfahren zur Bestimmung der Radioaktivität in Schlämmen entfallen wesentliche Unsicherheiten bei der Einschätzung dieser Altlasten und der behördlichen Beurteilung der anstehenden Entsorgungsverfahren.

Künftig werden messtechnische Fragestellungen zur Dosisleistung in den hochenergetischen Strahlungsfeldern von N-16 dank der dafür kalibrierten Hochdruckionisationskammer geklärt sein. Dies wird die behördlichen Kontrollen am Arealzaun und in der Umgebung der Kernanlagen stärken.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Durch die Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wird ein erheblicher Beitrag zur Qualitätssiche-

rung der technisch immer komplexer werdenden Messeinrichtungen geleistet. Die intensiven Überprüfungen der Kalibrierung von Strahlungsmessgeräten stärken die Rechtssicherheit, was sowohl der Aufsichtsbehörde als auch den Anwendern dienlich ist. Die regelmässigen Fachgespräche zwischen der HSK und dem PSI sollen fortgesetzt werden.

1.2.2 Artist – Aerosol Trapping in a Steam Generator

Auftragnehmer: Internationales Forschungskonsortium unter der Leitung des PSI

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

KKW-Unfallsequenzen mit Kernschmelzen, Containment-Bypassequenzen, Dampferzeuger-Heizrohrbruch und fehlerhafter Isolation des Dampferzeugers haben nach heutigem Kenntnisstand 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 Anteil der bei einem Kernschmelzunfall freigesetzten Aerosole auf der Primär- und Sekundärseite des Dampferzeugers zurückgehalten wird. Das Ziel des internationalen ARTIST-Projekts ist es deshalb, die Rückhaltungsprozesse im Dampferzeuger genauer zu quantifizieren.

Die ARTIST-Untersuchungen werden von einem internationalen Konsortium bestehend aus 12 Organisationen unter der Leitung des PSI durchgeführt und haben zum Ziel, Daten und Informationen über den Aerosoltransport durch die Dampferzeuger bei unterschiedlichen Störfallbedingungen zu erfassen und für die Modellentwicklung aufzubereiten. Die Untersuchungen werden an einem Dampferzeugermodell durchgeführt, das in seiner Grösse und in seinem Aufbau die thermohydraulischen Gegebenheiten der Framatome Dampferzeuger widerspiegelt, wie sie auch im KKW Beznau eingesetzt sind. Das Versuchsprogramm des ARTIST-Projekts wurde 2003 gestartet und Ende 2007 abgeschlossen.

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Das Projekt untersucht parallel verschiedene Einzelaspekte des Aerosoltransports und ist deshalb nach räumlichen Gesichtspunkten der untersuchten Effekte im Dampferzeuger in sieben Teile, den so genannten Pro-

jektphasen, gegliedert. In jeder dieser Projektphasen 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 werden.

Für die folgenden Phasen wurden im Berichtsjahr am PSI Experimente durchgeführt und Resultate gewonnen:

Phase I, Abscheidung von Aerosolen in geraden Rohren und in U-Rohren:

Es wurden zwei Versuche vorgenommen, in denen der Einfluss der Partikelkonzentration der Aerosole auf den Abscheidungsgrad (Rückhaltung) bei ansonsten gleichen Anfangs- und Randbedingungen studiert wurde.

Phase II, Abscheidung von Aerosolen im Nahbereich des Dampferzeuger-Heizrohrbruches:

Es wurden insgesamt vier Versuche durchgeführt, die die Abhängigkeit des Ablagerungsprozesses der eingesetzten Aerosole von der Partikelgrösse untersuchten.

Phase III, Abscheidung von Aerosolen im Fernfeld des Dampferzeuger-Heizrohrbruches:

Versuche in der integralen ARTIST-Teststrecke hatten gezeigt, dass das Aerosolverhalten im Fernfeld stark von den vorgegebenen Strömungsverhältnissen beein-

flusst wird. Deshalb wurden vier Versuche mit einer spezifischen Testeinrichtung für angepasste Strömungsbedingungen im Fernfeld durchgeführt. Dabei wurde sowohl die Partikelgrösse als auch die Durchflussrate des Trägergases variiert und ebenfalls die Wiederholbarkeit der gemessenen Abscheidegrade pro Fernfeldstufe durch zwei Experimente ermittelt.

Phase IV, Abscheidung von Aerosolen im Tropfenabscheider und Dampftrockner:

Es wurde ein Versuch durchgeführt, um das Rückhaltevermögen im Tropfenabscheider und Dampftrockner ohne den Einfluss des Rohrbündels zu quantifizieren.

Phase V, Abscheidung von Aerosolen im gefluteten Dampferzeuger:

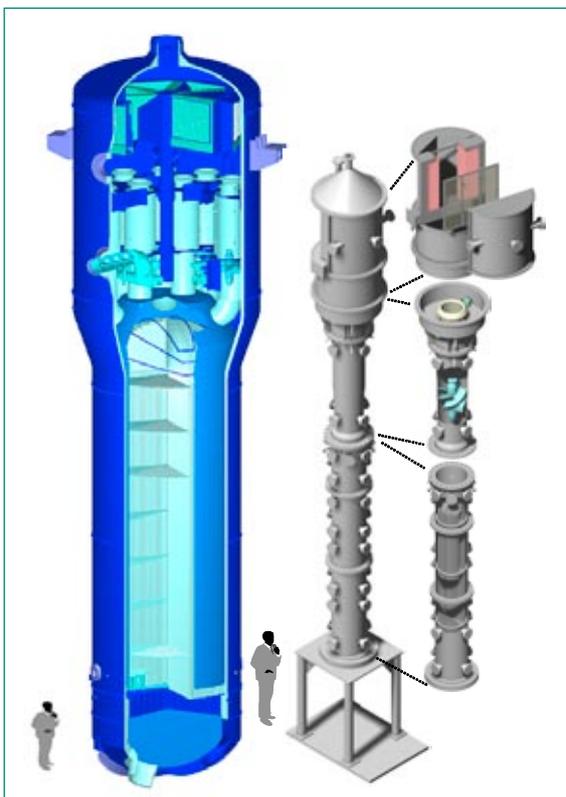
Hierzu wurden im Berichtsjahr keine Untersuchungen vorgenommen.

Phase VI, Abscheidung von Wassertropfen im Tropfenabscheider und Dampftrockner:

Es wurde eine umfangreiche Versuchsreihe durchgeführt. Eine erste Analyse der Ergebnisse zeigte, dass die effektivste Abscheidung von Aerosolen im Drallkörper des Tropfenabscheiders erfolgt und die Rückhaltung im Dampftrockner im Vergleich dazu verhältnismässig gering ausfällt.

Phase VII, Integraltest:

Hierzu wurden im Berichtsjahr keine Untersuchungen vorgenommen.



Schematische Darstellung des KKB-Dampferzeugers und der ARTIST-Versuchsanlage.

Quelle: PSI

Parallel zu den Arbeiten an Computermodellen und zu den Experimenten am PSI wurden von den Projekt-Partnern auch entsprechende Modellrechnungen durchgeführt und mit den experimentellen Ergebnissen verglichen. Für die Validierung der eingesetzten Simulations-Software zur Analyse des 3D-Geschwindigkeitsfeldes im Nahbereich der Rohrbruchstelle, insbesondere zur Modellierung des Abscheidungsprozesses an der Bruchstelle (Phase II), wurde eine experimentelle Datenbasis erstellt.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die Projektziele für das Jahr 2007 erreicht wurden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Durch die Vertiefung des Verständnisses der komplexen Phänomene des Aerosoltransports unter Störfallbedingungen und die Integration dieser Erkenntnisse in PSA-Studien können unter Umständen Empfehlungen für das Accident Management in den Kernkraftwerken abgeleitet werden. Ferner kann das vertiefte Verständnis dieser Störfallabläufe zu einer realistischeren Quell-

term- und Dosisprognose im Ereignisfall beitragen und so helfen, die effektiv notwendigen Notfallschutzmassnahmen anzuordnen.

Die ARTIST-Daten haben gezeigt, dass das Aerosolrückhaltevermögen in Dampfzeugern wenigstens eine Grössenordnung grösser ist als bisher angenommen. In ersten Schritten wurde eine Methodik entwickelt, wie die ARTIST-Daten in Sicherheitsanalysen zur Risikobewertung schwerer Unfälle umgesetzt werden können. Als Basis hierfür dienen sorgfältige Skalierungen der ARTIST-Daten auf die realen Geometrien eines Dampfzeugers. Die verschiedenen thermo- und fluiddynamischen Anfangs- und Randbedingungen, die zur Freisetzung von Spaltprodukten bei den zu betrachtenden Unfallsequenzen führen, werden mit Hilfe von Systemcodes ermittelt, die zur Berechnung und Simulation schwerer Unfälle eingesetzt werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die ARTIST-Versuche haben eine Fülle von Daten und neue Erkenntnisse gebracht. Die Analyse und die Synthese des nun vorliegenden umfangreichen Datenmaterials werden bis Ende Juni 2008 in einem Schlussbericht des Projektes dokumentiert. Der wissenschaftliche Output wird international beachtet: 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), die im Juni 2008 stattfindet, wurde für das ARTIST Projekt eine eigene Sitzung bereitgestellt, an der die Ergebnisse präsentiert werden.

1.3 Transport und Entsorgung

1.3.1 MONT TERRI – EZ-B: Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the EDZ

Auftragnehmer: Forschungsgruppe Ingenieurgeologie der ETH Zürich (Prof. Simon Löw)
Anhang A, Seite 175

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Forschungsprojekt im Felslabor Mont-Terri unter dem Patronat der Landesgeologie (swisstopo) hat zum Ziel, die geologischen, hydrogeologischen, geochemischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opa-

linustones zu untersuchen. Anhand der gewonnenen Erkenntnisse können die Sicherheit und die bautechnische Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle in diesem Gestein beurteilt werden. Am Forschungsprojekt beteiligen sich heute 12 Organisationen aus 6 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien und Japan).

Gegenwärtig laufen 31 Experimente, wobei die HSK das EZ-B-Experiment der Forschungsgruppe Ingenieurgeologie der ETH-Zürich («Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the Excavated Disturbed Zone») finanziert und begleitet. Das EZ-B-Experiment hat zum Ziel, die durch den Stollenbau verursachten Veränderungen im Tongestein zu erfassen. Im Mittelpunkt steht dabei die Charakterisierung der Klüfte in der Auflockerungszone («Excavation disturbed or damaged zone, EDZ»), die beim Ausbruch des Stollens infolge der Spannungsumlagerungen entstehen. Mit dem EZ-B-Experiment sollen die Mechanismen der Klufthildung analysiert und mit numerischen Modellsimulationen verglichen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die wichtigsten Ergebnisse des EZ-B-Experimentes sind in einem Abschlussbericht (ETH-Dissertation von Salina Yong, Dezember 2007) dokumentiert und lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- a) **Einfluss tektonischer Strukturen auf die EDZ-Klufthildung:** Die Untersuchungsergebnisse zeigen, dass kleine, bereits vorhandene tektonische Scherflächen die Bildung der Klüfte in der Auflockerungszone beeinflusst haben und für Ort und Form der Klüfte massgebend sind. Die Ergebnisse lassen auf eine Mobilisierung der tektonischen Strukturen schliessen, die bei der Spannungsumlagerung während des Ausbruchs als bevorzugte Schwächezonen wirkten.
- b) **Ausdehnung der Auflockerungszone:** Die durch den Bau des EZ-B Teststollens (Durchmesser 3.8 m, Länge 6.50 m) verursachte Auflockerungszone um den Stollen herum ist heterogen ausgebildet und hat eine Ausdehnung von 0.2 bis 0.6 m, an der Stollenbrust von 0.3 bis maximal 1.6 m. Die Entwicklung der Klüfte in der Auflockerungszone erweist sich dabei als komplexer Vorgang, der von den lokalen Spannungsverhältnissen und der Anisotropie des Gesteins (Schichtung und tektonische Strukturen) beeinflusst wird.
- c) **Ausbildungsform der EDZ-Klüfte:** In der Auflockerungszone um den Teststollen sind EDZ-Klüfte

makroskopisch nur in unmittelbarer Umgebung des Stollens (in der Regel bis 20 cm, maximal bis 55 cm) erkennbar. Im äusseren Bereich der Auflockerungszone (typischerweise 50 – 60 cm, maximal bis 160 cm) lassen sich Veränderungen im Gestein nur geophysikalisch anhand der reduzierten seismischen Wellengeschwindigkeiten sichtbar machen. Diese Veränderungen werden als Mikrorisse interpretiert.

d) **Gebirgseigenschaften des Opalinustons:** Die Untersuchungen zur Entstehung der Auflockerungszone und dem Bildungsprozess der EDZ-Klüfte haben zu einem besseren Verständnis der mechanischen Gebirgseigenschaften des Opalinustons geführt. Die Untersuchungen deuten darauf hin, dass im Felslabor Mont Terri die tektonischen Scherzonen für das mechanische Gebirgsverhalten eine noch wichtigere Rolle spielen als die Gesteinsanisotropie. Diese tektonischen Heterogenitäten wurden in bisherigen Modellansätzen zur Gebirgscharakterisierung nicht berücksichtigt, entsprechend unsicher sind heute ihre mechanischen Parameter.

e) **Bruchkriterien des Opalinustons:** Die beobachtete Art und die Orte des Auftretens von makroskopischen und mikroskopischen EDZ-Klüften können unter Berücksichtigung eines neuen Bruchkriteriums und auf Grund von relativ einfachen elastischen 3-dimensionalen Modellansätzen in den meisten Fällen gut reproduziert werden. Das Bruchkriterium basiert auf der räumlich-zeitlichen Entwicklung des Verhältnisses der maximalen zur minimalen Hauptspannung. Unter Berücksichtigung der tektonischen Strukturen (Scherflächen), die als Schwächezonen wirken, können Ort und Ausdehnung der EDZ-Klüfte mit diesem Modellansatz relativ gut vorhergesagt werden.

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass das EZ-B-Experiment neue Erkenntnisse zum Bildungsprozess der Auflockerungszone und zu den mechanischen Gebirgseigenschaften des Opalinustons gebracht hat. Das Experiment wurde planmässig durchgeführt und termingerecht abgeschlossen.



Abteufen von Kurzbohrungen im EZ-B-Teststollen zur Charakterisierung der Klüfte in der Auflockerungszone des Stollens.

Quelle: Ingenieurgeologie ETH-Zürich

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Mont-Terri-Forschungsprojekt werden wichtige Grundlagendaten für die Beurteilung der Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston gewonnen. Im Rahmen der Überprüfung des Entscheidungsnachweises Projekt Opalinuston hat die HSK den Einfluss der Auflockerungszone auf die Sicherheit des Tiefenlagers anhand von Modellrechnungen untersucht (HSK 35/95 und HSK 35/99). Die vorliegenden Befunde des EZ-B-Experimentes bestätigen, dass die damaligen konzeptuellen Annahmen der HSK über die Ausdehnung der Auflockerungszone konservativ gewählt waren. Auf Grund der sehr niedrigen hydraulischen Durchlässigkeiten und dem hohen Sorptionsvermögen stellt der Opalinuston eine geeignete Wirtgesteinsoption für die geologische Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle dar.

Das EZ-B-Experiment bzw. die Beteiligung am Mont-Terri-Forschungsprojekt ist für die Erhaltung und Förderung der Fachkompetenz bei der HSK und bei der ETH-Zürich (Allianzpartner der HSK) wichtig und ermöglicht den Austausch wissenschaftlicher Erkenntnisse unter den internationalen Forschungsinstitutionen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Mit dem Vorliegen des Schlussberichtes (ETH-Dissertation Yong) ist das EZ-B-Experiment nun erfolgreich abgeschlossen worden. Gegenwärtig finden Planungsarbeiten für ein Anschlussexperiment statt, welches im Sommer 2008 in Zusammenarbeit mit der Forschungsgruppe Ingenieurgeologie ETH-Zürich gestartet werden soll.

1.4 Mensch, Organisation und Sicherheitskultur

1.4.1 HRA – Human Reliability Analysis

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

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 die Hilfsmittel der Operateure (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 an, das folgende Punkte beinhaltet:

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

Projektziele des Jahres 2007 und deren Umsetzung

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2007 lassen sich wie folgt charakterisieren:

- *Errors of Commission*: Die vom PSI zur Identifizierung und Quantifizierung von EOC entwickelte Methode CESA («Commission Errors Search and Assessment») wurde im Berichtsjahr weiter verfeinert, überprüft und dokumentiert. Dazu wurde der im Jahr 2006 begonnene systematische Vergleich mit anderen Ansätzen zur Identifizierung von EOC abgeschlossen. Es zeigte sich, dass die anderen Methoden keine wesentlichen Vorteile bei der Identifizierung von EOC bieten. Mit Ausnahme von geringfügigen Verfeinerungen des Identifizierungsansatzes wurde die CESA-Methode deshalb nicht geändert. Zur weiteren Überprüfung von CESA wurden Simulatordaten herangezogen. Dazu beteiligt sich das PSI – im Rahmen des OECD Halden Reactor Project – am Teilprojekt «Empirical Testing of HRA Methods». Diese internationale Aktivität 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. Im Jahr 2007 wurden für zwei Szenarien Simulatordaten erhoben. Unabhängig davon wurden diese Szenarien mit verschiedenen HRA-Methoden bewert-

tet. Eine erste Auswertung der Daten zeigt gute Ergebnisse für die CESA-Methode. Diese Auswertung soll nächstes Jahr abgeschlossen werden. Wie geplant, wurde die Methode vom PSI international publiziert und ein Handbuch zur Identifizierung von EOC mit Hilfe von CESA erstellt. Ein Handbuch zur Quantifizierung von EOC auf Basis von CESA liegt im Entwurf vor. Die Fertigstellung dieses Berichtes soll erst nach Abschluss der Analyse der Simulatordaten erfolgen. Die für das Jahr 2007 vorgesehene Anwendung von CESA für ein Schweizer Kernkraftwerk konnte auf Grund eines personellen Wechsels nicht vorgenommen werden.

- **Dynamische Modelle:** Mit dynamischen Modellen für das Anlagen- und Personalverhalten soll die HRA unterstützt werden. Dadurch werden insbesondere die Modellierungsgrundlagen für die Diagnoseprozesse der Operateure verbessert. Da im Modell die entsprechenden Vorschriften abgebildet werden, kann die Software selber Szenarien entwickeln, die auch EOC beinhalten. Zur genaueren Abbildung des dynamischen Verhaltens Mensch-Anlage wurde im Berichtsjahr wie geplant die bestehende Software für die dynamische Ereignisablaufanalyse mit einem thermohydraulischen Programm (RELAP 5) verbunden. Für letzteres existiert bereits ein werkspezifisches Modell für eines der Schweizer Kernkraftwerke.

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 Entwicklung der CESA-Methode ist es dem PSI gelungen, ein Werkzeug zur effizienten Identifikation von risiko-relevanten EOC bereitzustellen. Die Entwicklung eines Quantifizierungsverfahrens für EOC gestaltete sich aufwendiger als ursprünglich angenommen. Die Möglichkeiten und Grenzen bezüglich der probabilistischen Behandlung der EOC sollen in die Richtlinie über den Umfang und die Qualität einer PSA einfließen.

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. Ferner ist geplant, potenzielle EOC für ein Kernkraftwerk in der Schweiz systematisch zu betrachten. Solche Betrachtungen haben schon im vorangegangenen Projekt (HRA-II) zu sicherheitstechnischen Verbesserungen der Vorschriften geführt.

Das im HRA-Projekt erarbeitete Wissen steht der HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit zur Verfügung. Seit 1999 liefern die PSI-Forscher Expertisen zur Überprüfung von werkspezifischen HRA-Studien.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für das Jahr 2008 ist geplant, Aspekte der vom PSI entwickelten EOC-Methode anhand von Simulatordaten zu prüfen. Um weitere Erfahrungen mit der Methode zu sammeln, ist ferner vorgesehen, für ein Schweizer Kernkraftwerk eine umfassende Studie zur Identifizierung und Quantifizierung von EOC durchzuführen.

1.4.2 Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer KKW

Auftragnehmer: Psychologisches Institut der Universität Zürich

Anhang A, Seite 193

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Die Aufgaben des Schichtpersonals (Schichtchef, Reaktoroperateure, Pikett-Ingenieur) im Kommandoraum eines Kernkraftwerks verlangen von den verschiedenen Personengruppen 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 der HSK diesen Anforderungskatalog überarbeitet. In der Zwischenzeit haben sich die Anforderungen an alle genannten Personenkreise durch Veränderungen am Arbeitsplatz (Anlagenänderungen, Einsatz von computergesteuerten Operateurhilfsmitteln, usw.) erweitert und bedürfen einer eingehenden

¹ Heute «Hochschule für Angewandte Psychologie HAP»

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

Der Lehrstuhl für Arbeits- und Organisationspsychologie der Universität Zürich befasst sich unter anderem intensiv mit dem Thema Eignungsdiagnostik. Das Institut trat an die HSK heran mit dem Anliegen, die genannten Fragestellungen in einem Forschungsprojekt vertieft zu bearbeiten. Die HSK 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 2007 und deren Umsetzung

Die im Jahr 2006 begonnene Datenerhebung zur Bestimmung der Anforderungsprofile wurde im Berichtsjahr anhand des «Fleishman Job Analysis Survey» abgeschlossen. Alle schweizerischen Kernkraftwerke haben mit grossem Engagement an der Datenerfassung mitgewirkt. Mit dem gewonnenen Material wurden erste Anforderungsprofile für die einzelnen Funktionsgruppen des zulassungspflichtigen Personals erstellt. Erstaunlich an den Resultaten (Struktur der Profile) ist deren starke Homogenität zwischen den einzelnen Werken, während sich zwischen den verschiedenen Funktionen des zulassungspflichtigen Personals doch signifikante Unterschiede zeigen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

zentration speditives 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, 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.

Die HSK wird die Resultate dieses Projekts in geeigneter Form in ihr Regelwerk einbauen und damit auch eine Vorgabe der «Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen» (VAPK) erfüllen. Die Resultate des Projekts werden in geeigneter Form in die Richtlinie B10 einfließen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

2008 werden Versuche mit dem Verfahren in anderen Industriezweigen durchgeführt, deren Resultate in eine Optimierung des Verfahrens einfließen sollen. Mit den Daten aus weiteren Expertenbefragungen in Kernanlagen wird das Verfahren verfeinert und speziell auf die Situation in schweizerischen Kernkraftwerken abgestimmt. Mit der modifizierten Version des Verfahrens werden weitere Analysen für verschiedene Betriebszustände durchgeführt und daraus die endgültigen Anforderungsprofile abgeleitet. Zusätzlich soll das Analyseverfahren so angepasst werden, dass sich damit später bei geändertem Arbeitsumfeld die Profile ohne grossen Aufwand anpassen lassen.

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Eine wichtige Quelle der HSK für Informationen über ausländische Vorkommnisse ist das «Incident Reporting System» (IRS) der IAEA/NEA, an dem alle nuklearen Aufsichtsbehörden angeschlossen sind. In den in diesem System abrufbaren Berichten, den so genannten IRS-Berichten, werden Vorkommnisse anhand eines standardisierten, detaillierten Themenverzeichnisses beschrieben und die Ergebnisse einer tiefergehenden Ursachenanalyse (root cause analysis) dargelegt. Informationen über internationale Vorkommnisse der INES-Stufe 1 und höher sind über die Webpage des NEWS (Nuclear Events Web-based System) schnell verfügbar. Diese Webpage wird ebenfalls von der IAEA betreut. Spezifische Informationen zu Vorkommnissen in Deutschland erhält die HSK in Form von Weiterleitungsnachrichten der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS). Eine weitere Informationsquelle bilden die periodischen Sitzungen der Working Group on Operational Experience (WGOE) sowie der Working Group on Inspection Practices (WGIP) der Nuclear Energy Agency (NEA), an denen Vertreter der HSK regelmässig teilnehmen. Der dort stattfindende Erfahrungsaustausch der Aufsichtsbehörden, der meistens auf Erkenntnissen aus Vorkommnissen basiert, bringt zusätzliche Hinweise und Empfehlungen zur Fokussierung der eigenen Aufsichtstätigkeit. Daneben werden auch informelle Kontakte zu Mitgliedern anderer Aufsichtsbehörden genutzt, um detailliertere Auskünfte zu spezifischen Fragen im Zusammenhang mit Vorkommnissen zu erhalten.

Die Betreiber von Kernanlagen haben eine eigene Organisation, die «World Association of Nuclear Operators» (WANO), aufgebaut, welche ihre Mitglieder weltweit über Vorkommnisse informiert. Zudem sind die Betreiber den Vereinigungen der Anlagenhersteller (Owners Groups) und übergeordneten Vereinigungen (z. B. Vereinigung der Grosskraftwerksbetreiber VGB in Europa) angeschlossen, die wichtige Foren für Informationen über Vorkommnisse darstellen und die auch Analysen über Vorkommnisse durchführen. Gemeinsames Ziel all dieser Aktivitäten im internationalen Austausch von Betriebserfahrungen ist es, von Vorkommnissen in anderen Anlagen zu lernen, den Stand von Wissenschaft und Technik zu überprüfen und damit die Sicherheit und Verfügbarkeit der Kernanlagen zu erhöhen.

Ausländische Vorkommnisse werden von der HSK systematisch analysiert. Erachtet die HSK ein gemeldetes ausländisches Vorkommnis als bedeutsam für die Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke, wird von den Betreibern eine entsprechende Analyse mit detaillierter Darlegung der Untersuchungsergebnisse verlangt.

Von den im Jahre 2007 registrierten Vorkommnissen in ausländischen Kernanlagen hat das Chuetsu-Oki-Erdbeben vom 16. Juli 2007 und dessen Auswirkungen auf die japanische Kernkraftwerksanlage Kashiwazaki-Kariwa in der Presse und in der öffentlichen Wahrnehmung viel Beachtung gefunden (Abschnitt 2.1). Das Ereignis ist auch für die Schweiz von Bedeutung. Im Vergleich zu Japan ist die Erdbebengefährdung in der Schweiz zwar deutlich geringer, Erdbeben stellen aber auch in der Schweiz eine nicht vernachlässigbare Gefährdung für die Kernkraftwerke dar. Auch der Transformatorbrand in einem deutschen Kernkraftwerk hat viel Medienresonanz hervorgerufen. Im Abschnitt 2.2 wird die sicherheitstechnische Bedeutung dieses Vorkommnisses beleuchtet. Das im Abschnitt 2.3 beschriebene Vorkommnis weist eine sicherheitstechnische Relevanz auf, nachdem wesentliche Teile der Energieversorgung eines Kernkraftwerkes ausgefallen sind.

2.1 Auslegungsüberschreitendes Erdbeben

Am 16. Juli 2007 10:13 Uhr Ortszeit ereignete sich in Japan ein Erdbeben der Magnitude 6.8 nach Richterskala («Chuetsu-Oki-Erdbeben»). Das Epizentrum des Erdbebens lag im Nordwesten der Präfektur Niigata vor der Westküste Japans in ca. 17 km Tiefe (Abbildung 1). Durch das Beben stürzten 1096 Gebäude vollständig und 2679 teilweise ein; dabei wurden elf Personen getötet und gegen 2000 Personen verletzt.

Von dem Erdbeben betroffen war auch die Kernkraftwerksanlage Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station (KNPS), die sich nur ca. 16 km vom Epizentrum entfernt befindet (Abbildung 2).

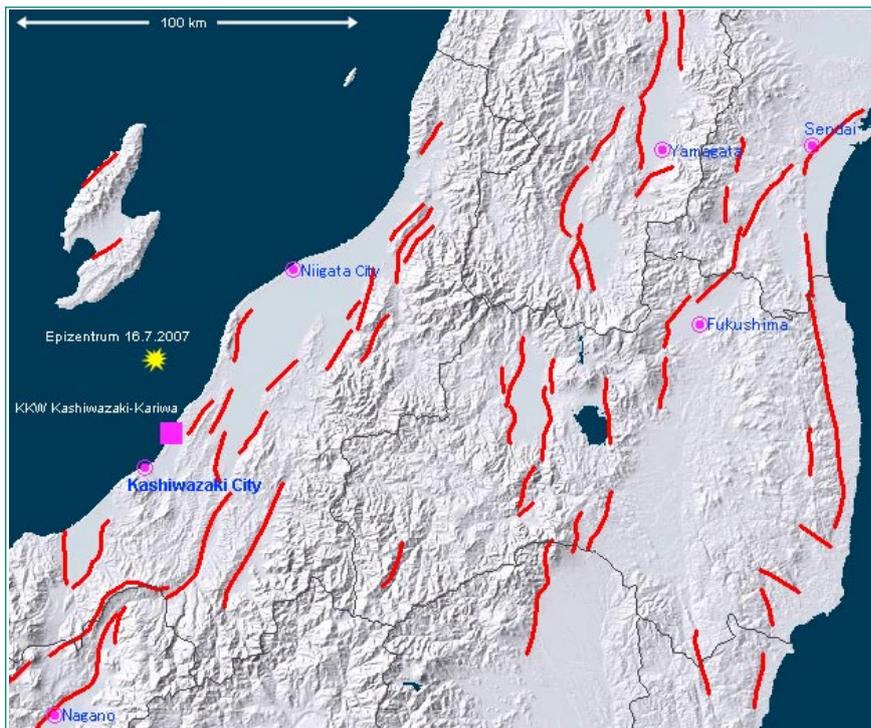


Abbildung 1: Epizentrum des Niigataken Chuetsu-Oki-Erdbebens. Quelle: AIST

Die Anlage KNPS umfasst sieben Siedewasserreaktoren (5 x 1100 MW, 2 x 1356 MW, insgesamt 8212 MW), die zwischen 1985 und 1997 in Betrieb genommen wurden. Zum Zeitpunkt des Erdbebens befanden sich die Blöcke 1, 5 und 6 im Revisionsstillstand und die Blöcke 3, 4 und 7 im Normalbetrieb, während der Block 2 gerade angefahren wurde. Die Reaktoren der sich in Betrieb befindenden bzw. anzufahrenden Blöcke wurden durch das Reaktorschutzkriterium «Erdbebenbeschleunigung hoch» auslegungsgemäss bei einem Grenzwert von 120

gal horizontal (1 gal entspricht 1 cm/s^2) automatisch abgeschaltet. Bei dem Erdbeben wurden am Kraftwerksstandort Beschleunigungen registriert, die die Auslegungswerte zum Teil deutlich übertrafen. Als Spitzenwert wurde im Block 1 eine horizontale Beschleunigung in Richtung Ost-West von 680 gal gemessen, etwa das Zweieinhalbfache des Auslegungswertes. Im Block 2 erreichte die Spitzenbeschleunigung zwar nur 606 gal; dieser Wert entspricht jedoch dem 3.6-fachen Wert, der bei der Auslegung der Systeme und Komponenten des



Abbildung 2: Kraftwerksanlage Kashiwazaki-Kariwa mit sieben Blöcken.

Quelle: JNES

Maximum Acceleration at the Lowest Floor in the Reactor Building (Unit: gal)									
Observed (Designed)									
Direction	Unit 1	Unit 2	Unit 3	Unit 4		Unit 7	Unit 6	Unit 5	Direction
S-N	311 (274)	304 (167)	308 (192)	310 (193)		267 (263)	271 (263)	277 (249)	S-N
E-W	680 (273)	606 (167)	384 (193)	492 (194)		356 (263)	322 (263)	442 (254)	E-W
Vertical	408 (235)	282 (235)	311 (235)	337 (235)		355 (235)	488 (235)	205 (235)	Vertical

Tabelle 1: Gemessene Beschleunigungswerte und Auslegungswerte.

(Quelle: JNES)

Blocks 2 in Richtung Ost-West zugrunde gelegt wurde. Die pro Block gemessenen Beschleunigungswerte an den Fundamenten der Reaktorgebäude in horizontaler und vertikaler Richtung im Vergleich zu den Auslegungswerten sind in Tabelle 1 angegeben.

Auswirkungen auf die Kraftwerksanlage

Nach dem Erdbeben wurden diejenigen Blöcke, die während des Erdbebens in Betrieb waren, vollständig in den kalten, unterkritischen Zustand abgefahren. Bereits beim Abfahren der Blöcke 2, 3, 4 und 7 zeigte sich, dass die Rohrleitungen und aktiven Komponenten der Systeme zur Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr intakt geblieben waren; die Abfahrvorgänge konnten ordnungsgemäss durchgeführt werden. Anschliessend wurden die Anlagen und das Gelände zur Feststellung der Schäden begangen. Bis im Dezember 2007 wurden insgesamt 2800 seismisch bedingte Befunde registriert, darunter die folgenden:

- Auf dem gesamten Areal der Kernanlage kam es zu teilweise grossen bleibenden Verschiebungen des

Baugrundes. In zahlreichen Fällen hatten sich einzelne Gebäude oder Gebäudeabschnitte relativ zueinander verschoben. Das Gelände um tiefer gegründete Bauten hatte sich zum Teil um mehrere Dezimeter gesetzt.

- Die Lüftungskanäle der Anlagenabluft zu den Hochkaminen der Blöcke 1 bis 5 wiesen sichtbare Deformationen auf (Abbildungen 3 und 4).
- In sämtlichen Blöcken schwappte leicht radioaktives Wasser aus den Brennelement-(BE)-Lagerbecken auf die Böden der entsprechenden Räume in den Reaktorgebäuden. In den Blöcken 1 bis 5 und 7 verblieb das Wasser innerhalb der kontrollierten Zone des Reaktorgebäudes. Im Block 6 gelangte Wasser aus dem BE-Lagerbecken über die Kabelkanäle der BE-Wechselmaschine in Räume des Reaktorgebäudes, die nicht der kontrollierten Zone zugeordnet sind. Diese Leckagen wurden in einem nicht aktiven Entwässerungstank aufgefangen und nach Erreichen eines Füllstandsgrenzwertes automatisch an das Meer abgegeben. Es handelte sich um ca. 1.2 m³ leicht radioaktives Abwasser mit einer Gesamtaktivität von maximal 2 x 10⁴ Bq.



Abbildung 3: Beschädigter Lüftungskanal.

Quelle: JNES



Abbildung 4: Deformierte Stahlstrukturen.

Quelle: JNES



Abbildung 5: Gebrochene
Feuerlöschwasserleitung.
Quelle: JNES

- Am Abluftkamin des Blocks 7 wurde eine leicht erhöhte Iod- und Aerosolaktivität gemessen. Die freigesetzten Aktivitäten betragen ca. 4×10^8 Bq Iod-Nuklide bzw. 2×10^6 Bq Aerosole. Diese Aktivität stammte aus der Turbinenanlage und wurde unplanmäßig an die Umgebung abgegeben, weil die Sperrdampfversorgung der Turbinenwelle ausgefallen war. Da die zugehörige Sperrdampfabsaugung einige Zeit weiter in Betrieb war, wurde radioaktiver Dampf aus dem Niederdruckteil der Turbine über den Turbinenwellenspalz und die Sperrdampfabsaugung ungefiltert der Kaminabluft zugeführt.
 - Im untersten Kellergeschoss des Reaktorhilfsanlagengebäudes des Blocks 1 wurde eine Überflutung mit Schmutzwasser festgestellt. Das 5. Untergeschoss stand ca. 0.5 m unter Wasser, entsprechend einer Wassermenge von ca. 2000 m³. Das nicht aktive Wasser stammte aus einer unterirdisch verlegten Rohrleitung des Feuerlöschwassersystems, die ausserhalb des Hilfsanlagengebäudes gebrochen war (Abbildung 5). Das Wasser drang dann über eine undichte Gebäudedurchdringung in die kontrollierte Zone des Reaktorhilfsanlagengebäudes und sammelte sich im 5. Untergeschoss. Sicherheitstechnisch wichtige Ausrüstungen wurden bei der Überflutung nicht beeinträchtigt.
 - Unmittelbar nach dem Erdbeben brach an einem Transformator vor dem Maschinenhaus des Blocks 3 ein Brand aus. Baugrundsetzungen und herunterstürzende Metallteile hatten das Transformatorgehäuse beschädigt, Öl lief aus und entzündete sich an einem Lichtbogen, der bei einem durch das Beben ausgelösten Kurzschluss entstand. Der Brand konnte ungefähr zwei Stunden nach Brandausbruch gelöscht werden und hatte keinen Einfluss auf die nukleare Sicherheit des Blocks 3.
 - In den Lagergebäuden für radioaktive Abfälle stürzten Hunderte von Fässern mit verfestigtem, leicht radioaktivem Abfall um (Abbildung 6). Bei zahlreichen Gebinden löste sich dabei der Verschlussdeckel, und auf den Lagerböden wurde stellenweise ausgelaufene Flüssigkeit vorgefunden. Die strahlenschutztechnischen Messungen ergaben, dass in den Lagergebäuden keine luftgetragene Aktivität vorhanden war, und auch in den Flüssigkeitslachen wurde keine Radioaktivität gemessen.
 - Weiter wurde der Ausfall von Anbindungen an die externe Stromversorgung festgestellt: Beim Erdbeben fielen zwei der insgesamt vier Anbindungen aus. Für das normale Abfahren benötigt die Kraftwerksanlage Kashiwazaki-Kariwa jedoch nur zwei Anbindungen an die Überlandleitungen. Die Ursachen waren ein mechanischer Schaden in einem Durchführungselement in der Unterverteilstation sowie ein Relaisstrip in der Freiluftschaltanlage. Auch ohne diese externe Stromanbindung hätten die Anlagen mit den vorhandenen Sicherheitssystemen sicher abgefahren werden können.
- Obwohl das Beben massive Schäden an Bauwerken, Strukturen und teilweise auch an Komponenten zur Folge hatte konnte festgestellt werden, dass die nukleare Sicherheit der Anlagen nicht ernsthaft beeinträchtigt war; die Kernkühlung war zu jedem Zeitpunkt gewährleistet. Dieser Einschätzung der japanischen Kernfachleute wurde im Rahmen einer IAEA-Mission

Abbildung 6: Ordnung im Lagergebäude für radioaktive Abfälle nach dem Beben.

Quelle: JNES



vom 6. bis zum 10. August 2007 zur Begutachtung der Schäden von unabhängigen internationalen Experten zugestimmt. Sie stellten fest, dass der Zustand von sicherheitstechnisch wichtigen Strukturen, Systemen und Komponenten weit besser war als erwartet. Dies wurde darauf zurückgeführt, dass substanzielle Sicherheitsmargen in der Erdbebenauslegung vorhanden waren. Für die Erdbebenauslegung massgebend war das Maximum aus der dynamischen Kraft, die der Auslegungsbeschleunigung entspricht, und der statischen Kraft, die im Vergleich zu konventionellen Bauten 3-mal höher angesetzt wurde. Dieses Maximum wurde zusätzlich mit einem Sicherheitsfaktor beaufschlagt, sodass die auslegungsüberschreitenden Erdbebenbeschleunigungen nicht zu einem Versagen sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen geführt hatten.

Weitere Anlagenbegehungen im Rahmen des IAEA-Projektes «Seismic Safety of Existing Nuclear Power Plants» im Dezember 2007, an denen auch Vertreter der schweizerischen Aufsichtsbehörde HSK teilnahmen, bestätigten die bisher vorliegenden Untersuchungsergebnisse.

Die radiologischen Auswirkungen des Ereignisses waren sehr gering. Die durch die Freisetzung von Aktivität bedingte zusätzliche Strahlenexposition von Personen der Bevölkerung betrug lediglich einen geringen Bruchteil der Strahlenexposition aus natürlichen Quellen. Die japanische Aufsichtsbehörde stufte deshalb das Ereignis unter Berücksichtigung der vollständigen Verfügbarkeit der Sicherheitseinrichtungen und der geringen radiologischen Auswirkungen als INES 0 ein.

Weiteres Vorgehen von Betreiber und Behörde

Die sieben Kraftwerksblöcke bleiben abgeschaltet, bis die Auswirkungen der Erschütterungen auf Strukturen, Systeme und Komponenten restlos geklärt und die erforderlichen Instandsetzungsarbeiten abgeschlossen sind. Der Betreiber der Kraftwerksanlage Kashiwazaki-Kariwa, die Tokyo Electric Power Company (TEPCO), hat ein entsprechendes Inspektions- und Analyseprogramm entwickelt. Das Programm umfasst eine mehrstufige detaillierte Überprüfung der Integrität und Betriebsbereitschaft aller Sicherheits- und Hilfssysteme, die Untersuchung der Tragfähigkeit von Baustrukturen, die Neuermittlung der Erdbebengefährdung am Standort unter Einbezug neuer Felduntersuchungen zu aktiven Verwerfungen und die seismische Requalifikation und ggf. Ertüchtigung von Strukturen, Systemen und Komponenten mit der neu ermittelten Erdbebengefährdung. Das Ziel von TEPCO, im Jahre 2008 mindestens einen Block wieder in Betrieb zu nehmen, erscheint aus heutiger Sicht sehr ehrgeizig. Zudem ist noch nicht abschliessend bekannt, welche Anforderungen die japanische Aufsichtsbehörde an die Wiederinbetriebnahme der Blöcke stellt.

Erdbebensicherheit der Kernkraftwerke in der Schweiz

Die schweizerischen Kernkraftwerke sind so ausgelegt und gebaut, dass sie auch stärkeren Erdbeben standhalten können. Sie gehören sogar zu den erdbebensichersten Bauten der Schweiz. Trotzdem stellen Erdbeben weiterhin eine nicht vernachlässigbare Gefahr

derung für die schweizerischen Kernkraftwerke dar. Die HSK legt deshalb grossen Wert darauf, dass die Erdbebensicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend bestimmt wird. Neue Erkenntnisse führten in der Vergangenheit bereits zu Weiterentwicklungen der Erdbebenanalysen und zu Ertüchtigungen in den Kernanlagen. Als weiteren Schritt dieser fortwährenden Entwicklung verlangte die HSK im Jahre 1999 von den Betreibern der schweizerischen Kernkraftwerke, die Erdbebengefährdung an den Standorten ihrer Anlagen nach dem fortschrittlichsten Stand der methodischen Grundlagen neu zu bestimmen. Zur Umsetzung dieser Forderung gaben die Betreiber das Projekt PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die Kernkraftwerk-Standorte in der Schweiz) in Auftrag. In diesem Projekt wurde die Erdbebengefährdung unter möglichst umfassender Berücksichtigung des Kenntnisstandes der international massgebenden Fachwelt berechnet. Mit dem Projekt PEGASOS hat die Schweiz Neuland betreten. Es ist die erste und bisher einzige Studie dieser Art in Europa.

Auf Basis der Erkenntnisse aus dem Projekt PEGASOS hat die HSK für die Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) der schweizerischen Kernkraftwerke neue, verschärfte Erdbebengefährdungsannahmen festgelegt. Diese Annahmen führen in Kombination mit den restlichen Teilen der herkömmlichen Erdbeben-PSA-Modelle dazu, dass das Risiko der schweizerischen Kernkraftwerke durch schwere Erdbeben dominiert wird. Um das seismische Risiko realistisch bewerten zu können, ist es unerlässlich, auch die Erdbebenfestigkeit der Komponenten und Bauwerke nach modernsten probabilistischen Methoden zu bestimmen. Sowohl für schweizerische Kernkraftwerke als auch in der internationalen Fachwelt sind dazu umfangreiche Entwicklungen im Gang. Die HSK forderte von allen schweizerischen Kernkraftwerken, die Möglichkeiten für weitere risikomindernde seismische Ertüchtigungen systematisch zu untersuchen.

2.2 Reaktorschnellabschaltung durch Ausfall der Eigenbedarfsversorgung infolge Maschinentrafobrand

Am 28. Juni 2007 15.02 Uhr trat im deutschen Kernkraftwerk Krümmel, einer 1380-MW-Siedewasseranlage, ein Kurzschluss in einem Transformator auf. Der

betroffene Maschinentransformator AT01, der der Ableitung der im Kernkraftwerk erzeugten elektrischen Energie in das 400-kV-Verbundnetz sowie zur Eigenbedarfsversorgung der Anlage dient, befindet sich ausserhalb der Reaktor- und Hilfsanlagegebäude. Der beim Kurzschluss entstandene Lichtbogen entzündete das im Trafo AT01 enthaltene Isolieröl, insgesamt ca. 70 t Mineralöl, wovon bis zu 45 t verbrannten. Dabei kam es zu einer erheblichen Rauchfreisetzung, und ein Teil der Brandgase gelangte über die Zuluftanlage des Schaltanlagegebäudes in den Kommandoraum. Der Brand, der gegen 17.00 Uhr gelöscht werden konnte, hatte Rückwirkungen auf die Kraftwerksanlage und führte zu Betriebsstörungen. Bedingt durch technische Fehler und menschliches Verhalten ergaben sich Abweichungen vom erwarteten Ablauf. Das Ereignis fand erhebliche Beachtung in den Medien.

Zunächst wurde durch den Kurzschluss der elektrische Differenzialschutz für den Maschinentransformator AT01 angeregt. Durch Ausschalten des zugehörigen Leistungsschalters AC01 und des Generatorschalters AQ02 wurde der Transformator elektrisch isoliert und die Langzeitumschaltung der 10-kV-Blockschienen 3BC und 4BD auf das 110-kV-Fremdnetz ausgelöst. Ein nachfolgendes Ansprechen des elektrischen Distanzschutzes führte fehlerhaft zum Öffnen des zweiten Leistungsschalters AC02 und somit auch zur Langzeitumschaltung für die Blockschienen 1BA und 2BB mit Turbinenschnellabschaltung und Abschaltung aller 10-kV-Verbraucher, darunter auch die beiden Reaktorspeisepumpen. Die Langzeitumschaltung aller Blockschienen hatte zur Folge, dass die Schienen für kurze Zeit spannungslos waren, was dem Kriterium zur Detektierung eines Ausfalls der Eigenbedarfsversorgung entspricht. In der Folge sprach das Reaktorschutzkriterium «Spannung Blockschienen <70%» an, und die Reaktorschnellabschaltung (RESA) wurde ausgelöst. Nach der erfolgreichen Langzeitumschaltung auf das 110-kV-Fremdnetz war die Eigenbedarfsversorgung des Blockes innerhalb von 1.7 s wieder hergestellt. Abbildung 7 zeigt ein Übersichtsbild der elektrischen Energieversorgung und den Schaltzustand nach Öffnen des 380-kV-Leistungsschalters AC02.

Nach abgeschlossener Langzeitumschaltung erfolgte die Bespeisung des Reaktors durch die vom Wiedereinschaltprogramm der Blockschienen zunächst eingeschalteten Reaktorspeisepumpe 2, die jedoch nach ca. 4 s Betrieb unerwartet abgeschaltet wurde. Damit war die betriebliche Bespeisung des Reaktors nicht mehr gegeben, und der Füllstand im Reaktordruckbehälter

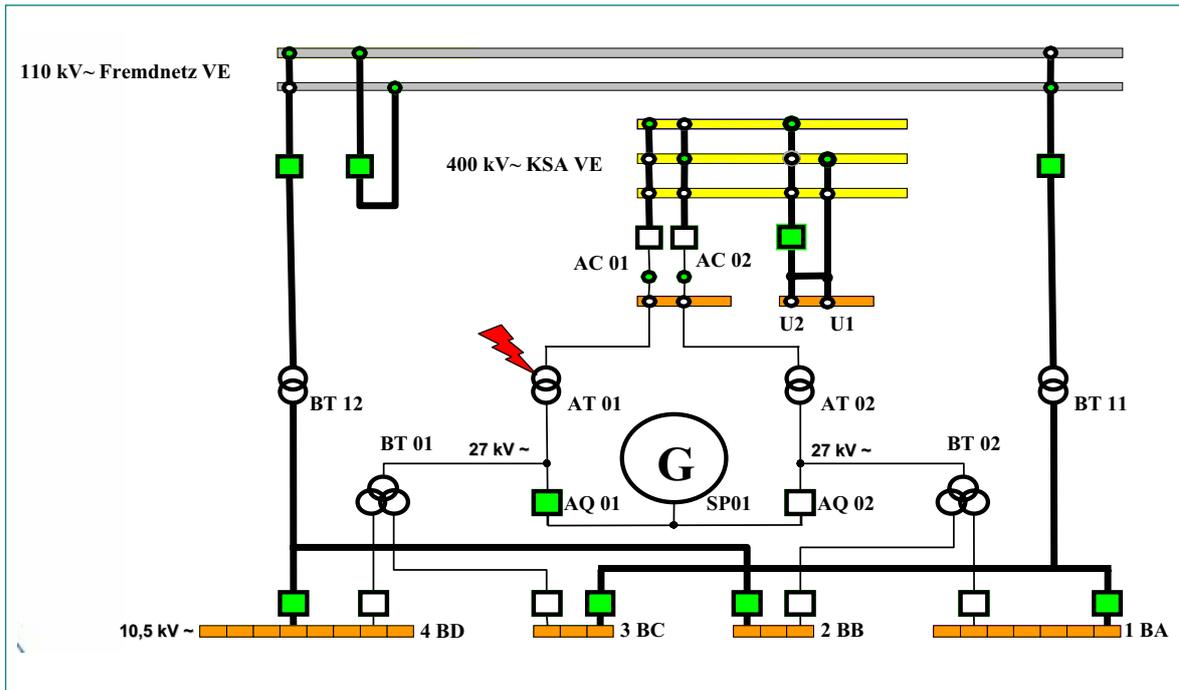


Abbildung 7: Schaltzustand nach Öffnen des 380-kV-Leistungsschalters AC02.

Quelle: Vattenfall

(RDB) begann abzusinken. Die Nachwärmeabfuhr war zu diesem Zeitpunkt durch Ableitung von Dampf über die Umleitstation zum Turbinenkondensator, der Hauptwärmesenke, gewährleistet. Bei einem Füllstandsgrenzwert von <11.92 m wurden dann die Reaktorschutzmassnahmen «Durchdringungsabschluss Frischdampfleitungen» und «Start Nachspeisesystem TM» ausgelöst. Mit diesen Massnahmen wurde der Füllstandsabfall im RDB beendet und die RDB-Bespeisung sichergestellt. Allerdings stand nun mit der Frischdampfisolierung die Hauptwärmesenke nicht mehr zur Verfügung. Dies führte zu einem Druckanstieg im RDB bis zu einem Grenzwert von >74 bar, bei dem auslegungsgemäss ein Sicherheits- und Entlastungsventil (SRV) zur Druckbegrenzung öffnete. Dieses SRV schloss bei einem Druck von 69 bar wieder.

Die bisher ausgelösten Massnahmen erfolgten alle automatisch. Ab diesem Zeitpunkt, ca. 14 Minuten nach Auslösung der RESA, griff das Schichtpersonal in den Störungsablauf ein. Der Schichtleiter sowie weitere Entscheidungsträger besprachen das weitere Vorgehen und beschlossen, den Reaktor längerfristig drucklos zu fahren. Der Schichtleiter wies einen Reaktorfahrer an, den Druck im RDB zu reduzieren. Dieser Operateur öffnete daraufhin zwei SRV und liess diese geöffnet. Der Druck im RDB wurde nun innerhalb von vier Minuten durch Abblasen von Dampf in die Kondensationskammer auf ca. 20 bar reduziert. Der mit dem Abblasen verbundene

Kühlmittelaustrag führte zu einem Füllstandsabfall im RDB auf <11.60 m. Bei diesem Grenzwert wurde auslegungsgemäss das Einspeisesystem TJ gestartet und speiste Kühlmittel bis zu einem RDB-Füllstand von 14.07 m ein. Bei diesem Wert wurde das Nachspeisesystem TM automatisch ausgeschaltet und das Einspeisesystem TJ in den Betriebsmodus «Mindestmengenbetrieb» umgeschaltet. Die langfristige Bespeisung des Reaktors erfolgte nun durch das Steuerstabspülwassersystem RS und das Dichtungssperrwassersystem TE, die Nachwärmeabfuhr über die Hilfsdampfleitung und die Anwärmlleitung des Speisewasserbehälters zum Turbinenkondensator. Nach Erkennung des Schadensumfanges an dem Maschinentransformator bzw. an der Generatorableitung wurde die Anlage drucklos gefahren.

Bewertung des Anlagenverhaltens

Im Laufe der Anlagenstörung funktionierten alle automatischen Massnahmen des Reaktorschutzes auslegungsgemäss. Bei den erreichten Reaktorschutzgrenzwerten wurden die vorgesehenen Massnahmen korrekt ausgelöst. Abweichungen ergaben sich hingegen durch das unerwartete Öffnen des 380-kV-Leistungsschalters AC02 und die fehlerhafte Abschaltung der Reaktorspeisepumpe RL23D101. Zudem war die rasche, von Hand eingeleitete Druckabsenkung auf 20 bar nicht im Sinne des Schichtleiters ausgeführt worden. Die Auswertung

der Störung war durch Probleme bei der Datenarchivierung der Prozessrechneranlage erschwert, und der Brandgaseintrag in den Kommandoraum führte zu einer leichten Beeinträchtigung der dortigen Umgebungsbedingungen.

Das unerwartete Öffnen des Leistungsschalters AC02, das dazu führte, dass ein Weiterbetrieb der Anlage mit reduzierter Leistung nicht mehr möglich war, konnte anhand der Aufzeichnungen des Störschreibers nachvollzogen werden. Mehr als eine Sekunde nach Ereigniseintritt floss immer noch ein Kurzschlussstrom zum Maschinentransformator AT01 auf Grund der noch nicht abgeschlossenen Entregung des Generators. Dieser Strom führte zur Auslösung der 1. Stufe des Distanzschutzes, der als Reserveschutz zum Differentialschutz dient und das Öffnen des Leistungsschalters AC02 anregte. Dadurch wurden die Langzeitschaltung auf das 110-kV-Fremdnetz und die RESA ausgelöst. Dieser Vorgang entspricht einer Störung in der elektrischen Eigenbedarfsversorgung, die im Rahmen der Auslegung der Anlage berücksichtigt worden war und die im Betriebshandbuch der Anlage beschrieben ist. Als Verbesserungsmaßnahme wurde geprüft, ob ein Anheben der Schwelle zum Ansprechen des Distanzschutzes durch Erhöhen der Auslöseströme oder mittels Verlängerung der Auslösezeit durchgeführt werden kann. Die Untersuchung zeigte jedoch, dass die Sensitivität dieser Schutzeinrichtung nicht verringert werden und der derzeit ausgeführte Zustand belassen werden soll.

Nach der RESA-Auslösung wurden beide Reaktorspeisepumpen im Verlauf des Wiederschaltprogramms der Langzeitschaltung abgeschaltet. Das Ausschalten beider Pumpen bei der Langzeitschaltung erfolgte zunächst bestimmungsgemäss. Auf Grund des bei dem Ereignis aufgetretenen zeitlichen Versatzes der Langzeitschaltung kam es jedoch zu einem unplanmässigen Verhalten des Wiederschaltprogramms, weil dieses Programm für eine zeitgleiche Langzeitschaltung beider Eigenbedarfshälften konzipiert war. Die Abschaltung beider Reaktorspeisepumpen führte zum Ausfall der betrieblichen Bespeisung des RDB, zum Füllstandsabfall und zur Anforderung der Reaktorschutzmassnahmen «Durchdringungsabschluss Frischdampfleitungen» und «Start Nachspeisesystem TM». Auf Grund der Frischdampfisolierung stand dann die RDB-Druckregelung über die Umleitstellventile nicht mehr zur Verfügung, sodass die Druckregelung durch Öffnen eines SRV erfolgte. Die Analyse der 10-kV-Wiederschaltprogramme ergab mehrere Verbesserungsmaßnahmen, die realisiert wurden, unter anderem die si-

chere Erkennung einer Langzeitschaltung und eine Anpassung von Zeitkonstanten. Der Ausfall der betrieblichen RDB-Bespeisung wurde mit dem Nachspeisesystem TM kompensiert und hatte keine Beeinträchtigung der Sicherheit zur Folge.

Nachdem die Schichtleitung die längerfristige Strategie «Anlage drucklos fahren» mit Vertretern verschiedener Fach- und Stabsbereiche besprochen und diese Zielvorgabe dem Schichtpersonal mitgeteilt hatte, wurde ein Reaktorfahrer angewiesen, den Druck zu reduzieren. Dies wurde vom Reaktorfahrer als Handlungsanweisung zum Drucklosfahren aufgefasst; er öffnete zwei SRV und liess diese geöffnet. Ein intermittierendes Öffnen und Schliessen der Ventile, wie vom Schichtleiter vorgesehen, erfolgte nicht. Da keine Rückmeldung der Handlungsausführung erfolgte, war auch eine sofortige Korrektur der Schalthandlung nicht möglich. Vier Minuten nach dem Öffnen ordnete der Schichtleiter das Schliessen der SRV an. Die Handlungen des Reaktorfahrers, für die auf Grund des Anlagenzustandes keine Erfordernis bestand, führten zu einer raschen Druckabsenkung, zum Einspeisen von Kaltwasser in den RDB und damit zu einer unnötigen Beanspruchung von RDB, Durchdringungen und Einbauten. Die dabei aufgetretenen Transienten waren jedoch durch spezifizierte, als betrieblich zulässig nachgewiesene Lastfälle abgedeckt.

Der Brandgaseintrag in den Kommandoraum erfolgte, weil beim Ansprechen der Brandmelder im Bereich der Zuluftventilatoren ein automatisches Umschalten der Lüftungsanlage des Schaltanlagegebäudes, in dem sich der Kommandoraum befindet, in die Betriebsart «Entqualmung» vorgesehen ist. Diese Schaltung verhindert die Aufkonzentrierung von Brandgasen im Gebäude bei Brand eines Zuluftventilators und gleichzeitigem Umluftbetrieb der Lüftungsanlage. Eine Umschaltung der Lüftung auf Umluftbetrieb, bei dem das weitere Ansaugen von Brandgasen unterbunden worden wäre, war auf Grund des programmierten Vorrangs des Entqualmungsbetriebs vor dem Umluftbetrieb nicht möglich. Auf Grund der Erfahrungen bei dem Störfall wird die Steuerung der Lüftungsanlage so geändert, dass das Ansprechen der Brandmelder im Bereich der Zuluftanlage als Gefahrenmeldung ohne automatische Schaltmassnahme signalisiert wird und die Lüftungsanlage durch Betätigen eines Tasters in den Entqualmungsbetrieb oder in den Gebäudeabschluss umgeschaltet werden kann. Die Beeinträchtigung der Umgebungsbedingungen im Kommandoraum hatte keine nachteiligen Auswirkungen auf die Arbeit des Schichtpersonals.

Die im Zusammenhang mit der Prozessrechneranlage festgestellten Probleme – Archivierung von Meldungen mit teilweise falschem Zeitstempel und Verlust einiger Daten – waren sicherheitstechnisch ohne jede Bedeutung. Im Kommandoraum wurden alle Meldungen zeitfolgerichtig angezeigt, sodass die Anlagenüberwachung stets gewährleistet war.

Die sicherheitstechnische Bedeutung des Vorkommnisses im KKW Krümmel, das vom Betreiber als N (Normal, niedrigste Stufe der deutschen Meldekriterien) und INES 0 bewertet worden war, wurde von einer internationalen unabhängigen Expertenkommission überprüft. Sie kam zu folgenden Ergebnissen:

- Bei dem Vorkommnis vom 28. Juni 2007 handelte es sich um ein Ereignis, das in die niedrigste Kategorie 0 der internationalen Bewertungsskala INES einzuordnen ist (keine oder sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung).
- Es kam zu keinen Aktivitätsfreisetzungen. Es bestand auch nicht das Risiko solcher Freisetzungen.
- Alle Sicherheitseinrichtungen haben ordnungsgemäß funktioniert. Es hat zu keiner Zeit eine Gefährdung der Anlage sowie der Bevölkerung, des Personals und der Umwelt bestanden.
- Die aufgetretenen technischen Auffälligkeiten hatten keine Auswirkungen auf die Einhaltung der Schutzziele.
- Die festgestellten Kommunikationsschwierigkeiten im Kommandoraum hatten ebenfalls keine Auswirkungen auf die Einhaltung der Schutzziele.
- Die Ereignisse vom 28. Juni 2007, ihre Beherrschung, ihre Aufarbeitung, die Entwicklung eines Massnahmenkonzepts und die unmittelbar eingeleitete Umsetzung der Massnahmen lassen keinerlei Zweifel an der Zuverlässigkeit und der Fachkunde des Betreibers zu.
- Die Unterschätzung der öffentlichen Wahrnehmung wurde erkannt und hat beim Betreiber zu einem Umdenken hinsichtlich der Kommunikation geführt. Es ist vorgesehen, die Öffentlichkeitsarbeit neu zu strukturieren.

Die HSK hatte die Berichterstattung zu diesem Vorkommnis verfolgt und Angaben darüber anlässlich des Informationsaustauschs im Rahmen bilateraler Vereinbarungen zur Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen erhalten. Zudem wurde das Vorkommnis anlässlich der 25. Sitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK) behandelt. Die HSK kam in ihrer Einschätzung des Ereignisses unabhängig von der Klassierung des Betrei-

bers ebenfalls zum Schluss, dass das Vorkommnis ohne sicherheitstechnische Bedeutung ist. Bezüglich der aus dem Ereignis zu ziehenden Lehren für die schweizerischen Kernkraftwerke wurde der Befund des Brandgas-eintrags in den Kommandoraum näher untersucht. Zu diesem Zweck wurde das Ergebnis der Untersuchungen über das Verhalten der Lüftungssysteme in den schweizerischen Kernkraftwerken nach einem Flugzeugabsturz mit nachfolgendem Brand gesichtet. Diese nach den Ereignissen vom 11. September 2001 von der HSK durchgeführte Überprüfung zeigte, dass ausreichende Vorkehrungen getroffen wurden, um eine Eindringung von Rauch und explosiblen Gasen in wichtige Anlagenräume zu verhindern.

2.3 Ausfall wichtiger Energieversorgungseinrichtungen

Am 9. April 2007 ereignete sich im französischen Kernkraftwerk Dampierre 3 ein Störfall, der von der Aufsichtsbehörde ASN vorläufig der Stufe 1 der internationalen INES-Skala zugeordnet wurde. Zur Störfallbewältigung forderte der Betreiber die technische Unterstützung durch die Krisenorganisation des Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) an.

Die Anlage, ein Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Nettoleistung von 900 MW, befand sich um 20.37 Uhr bei 65 % der Nominalleistung, als ein Defekt an einem Überspannungsschutzrelais zur Trennung vom 400-kV-Hauptnetz und zum Ausfall einer der beiden sicherheitstechnisch wichtigen 6.6-kV-Notstromschienen LHA und LHB führte. Diese als gesicherte Schienen ausgeführten Versorgungseinrichtungen stellen die Energieversorgung von wichtigen Komponenten der Sicherheitssysteme der Redundanzen A und B sicher. Vom Ausfall der Schiene LHA waren die Pumpen des Sicherheitseinspeisesystems, des Containmentspraysystems, des Chemie- und Volumenregelsystems, des Notspeisewassersystems sowie die Pumpen von Unterstützungssystemen der Sicherheitssysteme der Redundanz A betroffen. Auf Grund der sicherheitstechnisch wichtigen Bedeutung dieser 6.6-kV-Schienen erfolgt die Anspeisung durch mehrere Quellen: Im Normalfall vom 400-kV-Hauptnetz und bei Trennung vom Hauptnetz von einem zugeordneten Notstromdieselgenerator. Zusätzlich kann im Falle eines Totalausfalls der Energieversorgung ein weiterer Notstromdiesel von Hand auf beide 6.6-kV-Notstromschienen aufgeschaltet werden (Abbildung 8).

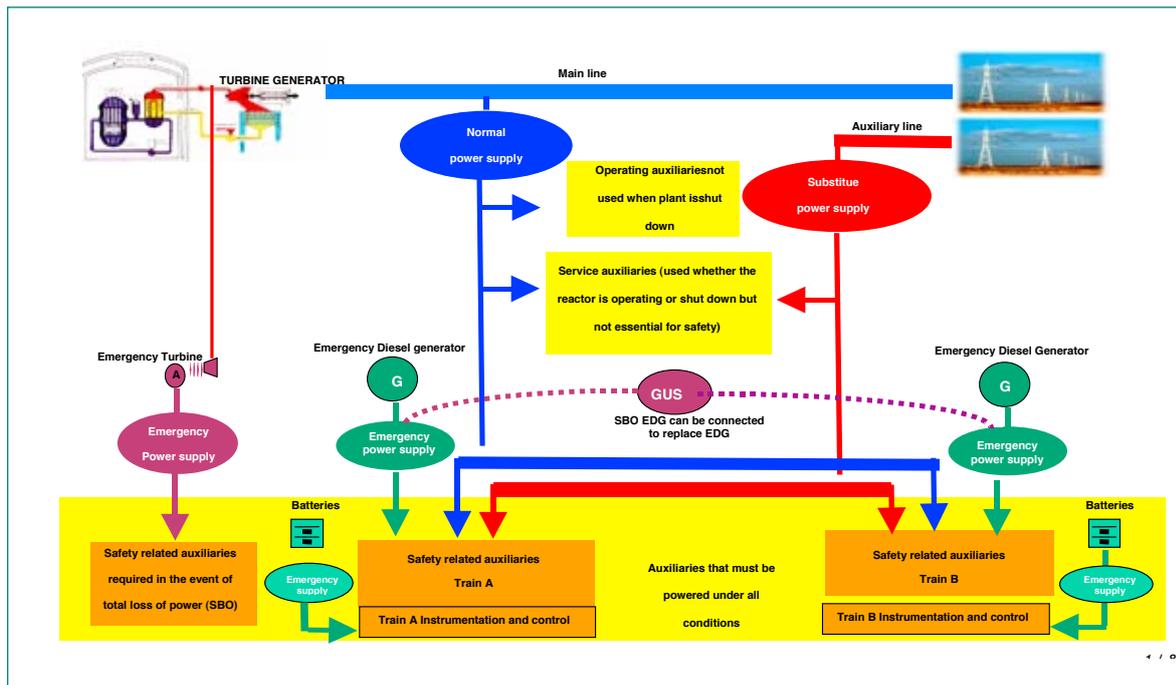


Abbildung 8: Schema der Stromversorgung der 900-MW-Reaktoren.

Quelle: IRSN

Nach der Trennung vom Hauptnetz lief der der Schiene LHA zugeordnete Notstromdiesel ordnungsgemäss an. Auf Grund eines speziellen Fehlermodus des Überspannungsschutzrelais gelang die Zuschaltung auf die Schiene LHA jedoch nicht.

Gemäss den Betriebsvorschriften war die Anlage nun abzufahren. Die Schiene LHB, die die Sicherheitseinrichtungen der Redundanz B versorgt, war von der Störung nicht betroffen, sodass die Komponenten des Strangs B für das Abfahren der Anlage verfügbar waren. Im Laufe des Abfahrvorgangs, nach dem Auslösen der Turbinenabschaltung um ca. 21.26 Uhr, ereignete sich ein weiterer Fehler. Der Reaktor war zu diesem Zeitpunkt immer noch kritisch. Der Generatorschalter öffnete sich bei der Trennung vom Hauptnetz nicht innerhalb der vorgegebenen Zeitdauer. Dies hatte das Öffnen des Blockschalters zur Folge, wodurch die Anlage nun vollständig vom 400-kV-Netz getrennt war. Die für diesen Fall vorgesehene automatische Umschaltung auf das 225-kV-Reservenetz erfolgte jedoch nicht. Nun war die Anlage vollständig von der externen Energieversorgung getrennt (Loss of Offsite Power, LOOP), und der Reaktor wurde automatisch abgeschaltet. Gegen 22.00 Uhr verblieb als einzige Spannungsquelle der Notstromdieselgenerator der Redundanz B, der nach der Trennung vom Netz erfolgreich gestartet und zugeschaltet worden war. Die primärseitige Kühlung des Reaktors erfolgte mittels Naturumlauf, weil die Hauptkühl-

mittelpumpen (HKMP) im Notstromfall auslegungsgemäss abgeschaltet werden. Die sekundärseitige Nachwärmeabfuhr wurde mittels einer turbinengetriebenen Hilfsspeisewasserpumpe sowie einer Speisewasserpumpe des Strangs B sichergestellt. Die Druckabsenkung im RDB erfolgte mittels der Druckhalter-Hilfssprühung. Ziel war es nun, den Reaktor auf die Bedingungen «RDB-Druck <25 bar» und «Kühlmitteltemperatur <177 °C» abzufahren, damit die Niederdruck-Nachkühlssysteme eingesetzt werden können.

In Anbetracht des Zustands der Energieversorgung wurde entschieden, den anlageninternen Notfallplan auszulösen. Gleichzeitig wurde die Krisenorganisation des IRSN zur Unterstützung angefordert und auch die Aufsichtsbehörde ASN berief ihre Notfallorganisation ein. Die Presse wurde von der ASN um 02.40 Uhr über die schwierige Situation informiert, weitere Communiqués zum Anlagenzustand folgten dann um 07.20 und 09.05 Uhr.

Um den noch funktionierenden Notstromdiesel B als einzige verbliebene Wechselspannungsquelle zu sichern - der Ausfall dieses Diesels hätte den Totalausfall der Wechselstromversorgung des Kernkraftwerkes zur Folge gehabt (Station Blackout, SBO) – wurden als Notfallmassnahme die Vorbereitungen zur Zuschaltung einer alternativen Spannungsquelle auf die 6.6-kV-Schiene LHB getroffen. Dabei handelte es sich um ein weiteres Notstromaggregat, das im Falle eines SBO mittels Handmassnahmen zugeschaltet werden kann. Auf

dieses einzelne, zentrale Aggregat kann im Anforderungsfall von allen vier Blöcken des Standortes zurückgegriffen werden und wird der Funktion entsprechend als «Groupe électrogène d'ultime secours, GUS» bezeichnet. Diese vorbereitenden Handlungen waren gegen 01.30 Uhr abgeschlossen. Parallel dazu wurde versucht, die Störungsursache zu ermitteln und die externe Energieversorgung wieder herzustellen. Nachdem das defekte Überspannungsschutzrelais als Störungsursache identifiziert werden konnte, wurde ein identisches Relais aus einer anderen, sicherheitstechnisch nicht wichtigen Überwachungseinrichtung ausgebaut und das defekte Relais gegen 04.00 Uhr ersetzt. Die externe Energieversorgung vom 225-kV-Netz konnte dann am Morgen des 10. April 2007 gegen acht Uhr hergestellt werden, und die 6.6-kV-Schiene LHA inklusive zugeordnetem Notstromdiesel war gegen 11.00 Uhr wieder verfügbar. Mit der Energieversorgung über das 225-kV-Netz konnte dann eine der beiden HKMP wieder in Betrieb genommen werden. Dies erleichterte das Abfahren der Anlage erheblich, weil ein Abfahren unter Notstrombedingungen und ohne Zwangsumwälzung durch die HKMP erhöhte Anforderungen an die Operateure stellt.

Ursachen der Ausfälle und Störungen

Zu dem Ereignis haben drei unabhängige Fehler beigetragen. Das Vorkommnis wurde durch den Ausfall eines Überspannungsschutzrelais ausgelöst, und durch die Anomalie beim Öffnen des Generatorschalters und das Versagen der automatischen Umschaltung auf das 225-kV-Reservenetz wurde der Zustand der Energieversorgung weiter verschlimmert.

Bei der Überprüfung des defekten Überspannungsschutzrelais wurde ein Hardwarefehler als Störungsursache ermittelt. Der dabei beobachtete Fehlermodus hatte zur Folge, dass es nicht möglich war, eine der vorgesehenen anderen Spannungsquellen auf die Schiene LHA aufzuschalten. Dieser Umstand war allerdings bekannt. Bereits am 16. November 2000 hatte derselbe Fehler zu einem Vorkommnis im Block 1 der Anlage Dampierre geführt. Damals wurden entsprechende Untersuchungen des Betreibers durchgeführt, und es wurde beschlossen, eine neue Generation von Überspannungsschutzrelais einzuführen. Dies wurde tatsächlich umgesetzt, und die neuen Relais waren am Standort Dampierre vorhanden. Bis zum Vorkommnisdatum waren sie jedoch noch nicht ausgetauscht worden. Das Verhalten des Generatorschalters konnte bisher

noch nicht zufriedenstellend erklärt werden. Die Überschreitung der zulässigen Öffnungsdauer mit der Folge des Öffnens des Blockschalters konnte bei zahlreichen Versuchen nicht reproduziert werden.

Die automatische Umschaltung auf das 225-kV-Reservenetz bei Ausfall des 400-kV-Hauptnetzes funktionierte nicht, weil die dazu erforderlichen batteriegestützten Steuerungseinrichtungen strom- und spannungslos waren. Gemäss den verwendeten Störfallvorschriften war zu Störfallbeginn unter anderem auch die Gleichstromversorgung der entsprechenden Umschalteneinrichtung ausser Betrieb zu nehmen. Zweck dieser Massnahme war es, die Batterien der Gleichstromschiene LBJ zu schonen, damit die volle Kapazität für die Steuer- und Regelungseinrichtungen sicherheitstechnisch wichtiger Systeme zur Verfügung steht. Die entsprechenden Störfallanweisungen wurden unter Berücksichtigung der Erfahrungen dieses Störfalles überarbeitet.

Sicherheitstechnische Bewertung

Die sicherheitstechnische Bewertung des Vorkommnisses durch ASN und IRSN ist noch nicht abgeschlossen, und die Einstufung als Vorkommnis der Stufe INES 1 ist vorläufig. Zu den Analysen gehört auch eine Quantifizierung des Risikos mittels der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA). Unter der Annahme, dass bei der Beurteilung des Vorkommnisses noch Common-Cause- und Safety-Culture-Aspekte zu berücksichtigen sind sowie in Anbetracht der stark verminderten Verfügbarkeit der Sicherheitsfunktionen, kann eine höhere Einstufung als INES 1 nicht ausgeschlossen werden. Anzunehmen ist, dass ein Station Blackout nur auf Grund des zuverlässigen Starts und Betriebs des Notstromdiesels B verhindert werden konnte. Zwar war als ultimative Spannungsquelle noch das oben genannte Aggregat «GUS» vorhanden. Die Handmassnahmen zur Vorbereitung und Zuschaltung dieses Aggregates erfordern jedoch eine gewisse Zeit, wie auch die Anstrengungen zur Wiederherstellung der externen Energieversorgung. Der Totalausfall der Energieversorgung eines Kernkraftwerkes gilt als unwahrscheinliches, auslegungsüberschreitendes Ereignis. Trotzdem sind in den schweizerischen Kernkraftwerken Massnahmen technischer und administrativer Art für diesen Fall vorbereitet worden. Die Angaben zu den Vorgehensweisen zur Sicherstellung der Energieversorgung sind in den jeweiligen Notfallhandbüchern oder -vorschriften vorhanden. Als zuverlässige Energiequelle wird in der Regel die Notanspeisung ab einem Wasserkraftwerk in der Nähe

des Anlagenstandortes genutzt. Zudem ist der Einsatz mobiler Notstromaggregate vorgesehen. Schliesslich muss auch erwähnt werden, dass die schweizerischen Anlagen mit den installierten Notstandsdieseln über eine zusätzliche, unabhängige und gegen äussere Einwirkungen geschützte Energieversorgung verfügen. Die Kapazität dieser Aggregate allein reicht aus, um die Energieversorgung der Sicherheitseinrichtungen, die zum Erreichen eines sicheren Anlagenzustandes benötigt werden, sicherzustellen.

3. Internationale Zusammenarbeit

Um ihre Aufsicht breit abzustimmen und mit internationalen Anforderungen zu harmonisieren, wirkt die HSK aktiv in internationalen Organisationen mit. Damit profitiert sie einerseits vom länderübergreifenden Erfahrungsaustausch. Andererseits stellt sie sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit den internationalen Stand der Technik verfolgt und diesen für die Aufsicht anwendet.

Durch multilaterale Zusammenarbeit werden auch Projekte ermöglicht, die von Einzelstaaten nicht alleine getragen werden können. So sind die im Kapitel «Regulatorische Sicherheitsforschung» beschriebenen OECD-Forschungsprojekte durch Konsensentscheide im Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) zustande gekommen. Auch der Betrieb der internationalen Vorkommnisdatenbank IRS (siehe Kapitel 2 über lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen), ein Gemeinschaftsprojekt von IAEA und NEA, 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.

Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf Art. 87 des Kernenergiegesetzes (KEG). Sowohl die bilaterale als auch die multilaterale Zusammenarbeit sind zudem durch Staatsverträge (SR 0.732) geregelt.

3.1 Internationale Übereinkommen

3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit

Das internationale Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS) hat das Ziel, in den Unterzeichnerstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit zu erreichen und zu erhalten, Mensch und Umwelt vor strahlungsbedingten Gefahren zu schützen und Unfälle in Kernkraftwerken zu vermei-

den. 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 drei Überprüfungs-konferenzen statt. Im Jahr 2007 hat die Schweiz ihren Länderbericht für die nächste Überprüfung erstellt und termingerecht bei der IAEA eingereicht. Der Bericht ist auf der Website der HSK (www.hsk.ch) in englischer Sprache abrufbar.

An der Vorbereitungskonferenz vom September 2007 für die Überprüfungs-konferenz vom April 2008 wurden die Zusammenstellung der Ländergruppen und die Verteilung der jeweiligen Chargen festgelegt. Die Schweiz befindet sich in einer Ländergruppe mit Kanada, Deutschland, Bulgarien, Niederlande, Chile, Kuwait, Luxemburg, Sri Lanka und Uruguay und übernahm das Amt des Stellvertretenden Vorsitzenden. Die Schweiz wird auch in Zukunft die Ziele der Convention on Nuclear Safety mit Entschlossenheit weiterverfolgen und ihren Beitrag zur nuklearen Sicherheit leisten.

3.1.2 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. Die HSK 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 radioaktive Stoffe ist es, die künstlich eingetragene Radioaktivität bis zum Jahr 2020 so weit wie möglich zu reduzieren.



Das Radioactive Substances Committee der OSPAR bei ihrem Treffen in Bern.

Quelle: HSK

Vom 19. bis 22. Februar 2007 organisierte die HSK das Treffen des Radioactive Substances Committee in Bern. Dabei standen der Bericht über den Fortschritt der Radioactive Substances Strategy und die Diskussion über die Sammlung und Bereitstellung der gemessenen Daten im Vordergrund. Im Weiteren wurden die Bedeutung von Tritium und das Erfassen weiterer Radionuklide, die nicht aus Kernanlagen stammen, diskutiert.

wachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Die HSK beteiligt sich durch Vertretungen in Kommissionen und Arbeitsgruppen intensiv an der Entwicklung der IAEA Safety Standards im Bereich Sicherheit und Strahlenschutz. Diese geben den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik wieder und sind eine wichtige Basis für nationale kerntechnische Regelwerke, so auch für die Schweiz.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1 Internationale Atomenergieagentur (IAEA)

Die internationale Atomenergie Agentur IAEA mit Hauptsitz in Wien unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Nukleartechnik. Sie ist eine Organisation der Vereinten Nationen. Ihre Aufgabe wird wesentlich durch die gemeinsamen Bedürfnisse und Interessen der knapp 140 Mitgliedstaaten bestimmt. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit, Sicherung und Über-

3.2.1.1 Die Safety Standards der IAEA

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 Principles werden wesentliche Ziele, Konzepte und Prinzipien für die friedliche Nutzung der Kernenergie dargestellt.
- In den Safety Requirements sind die Anforderungen zur Gewährleistung der Sicherheit enthalten. Diese Anforderungen werden als «Soll-Bestimmungen» formuliert und basieren auf den Zielen und Prinzipien der Fundamental Safety Principles.
- In den Safety Guides werden Massnahmen, Auflagen und Bedingungen sowie Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements empfohlen. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert. Es sind entweder die empfohlenen oder gleichwertige Massnahmen zu ergreifen.

Die Commission on Safety Standards (CSS) leitet die ständige Weiterentwicklung der Safety Standards. Der CSS sind vier Fachkomitees zugeordnet, bestehend aus Experten der Mitgliedstaaten, welche mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die themenspezifischen Anforderungen (Safety Requirements) und Ausführungsbestimmungen (Safety Guides) erarbeiten:

- «Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)»: Standards zu Fragen der Reaktorsicherheit,
- «Radiation Safety Standards Committee (RASSC)»: Standards im Bereich des Strahlenschutzes,
- «Waste Safety Standards Committee (WASSC)»: Standards für den Umgang mit radioaktiven Abfällen,
- «Transport Safety Standards Committee (TRANSSC)»: Standards im Bereich Transporte nuklearer Güter.

Die Experten beraten das Sekretariat im betreffenden Fachgebiet und sind bei der Entwicklung und bei der Revision der Safety Standards federführend. Die HSK ist sowohl in der CSS wie auch in den Fachkomitees NUSSC, RASSC, WASSC und TRANSSC vertreten.

2007 wurden folgende wichtigen Safety Standards von der CSS verabschiedet und werden demnächst veröffentlicht:

- DS316: Safety of Fuel Cycle Facilities; Safety Requirements
- DS315: Management Systems for Technical Services in Radiation Safety
- DS326: Management Systems for the Safe Transport of Radioactive Material
- DS336: Management Systems for Treatment Handling and Storage of Radioactive Material
- DS337: Management System for the Safety of Radioactive Waste Disposal Facilities and Activities

- DS346: Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material
- DS350: Core Management and Fuel Handling for Research Reactors

Bevor die Revision eines Safety Standards durchgeführt oder ein neuer Safety Standard ausgearbeitet wird, muss ein Document Preparation Profile (DPP) erarbeitet werden. DPPs sind Pflichtenhefte für zukünftige Safety Standards und müssen von der CSS verabschiedet werden, bevor die Dokumente selbst entworfen werden. Damit soll sichergestellt werden, dass erstens die neu zu erstellenden resp. die zu revidierenden Standards notwendig sind und dass zweitens Synergien innerhalb der IAEA und der Komitees ausgenützt werden, um die Arbeiten möglichst effizient zu gestalten.

Verabschiedet wurden im Jahr 2007 folgende DPP:

- DS345: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, revision of TS-R-1
- DS388: Chemistry Programme for Nuclear Power Plants
- DS395: Deterministic Safety Analyses and their Application for Nuclear Power Plants (DS395 to combine previous DS395 and DS398)
- DS357: Monitoring and Surveillance of Disposal Facilities
- DS411: Arrangements for Dealing with Orphan Radioactive Sources and Radioactively Contaminated Material in the Metal Recycling Industry

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

3.2.1.2 International Regulatory Review Services (IRRS)

Die IAEA überprüft auf Anfrage eines Landes auch die Arbeit der entsprechenden 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 und auf Verbesserungsmöglichkeiten hinweist und Bereiche und Tätigkeiten, in denen die Behörde vorbildlich arbeitet, hervorhebt. Zwei bis drei Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Follow-up-Mission überprüft, inwieweit die Behörde die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.

Die Schweiz wurde als erste westliche Aufsichtsbehörde bereits 1998 überprüft. 2006 folgten Missionen in Grossbritannien und Rumänien, bei denen Experten von der HSK beteiligt waren. Im Jahre 2006 hat sich Frankreich der ersten full-scope IRRS-mission der IAEA gestellt. Ein Treffen im März 2007 diente dazu, den Ländern mit bevorstehenden IRRS-Missionen (Japan, Australien, Pakistan, Mali und Spanien) die Erfahrungen der französischen Behörde zu vermitteln.

Die Schweiz wird sich nach dem Übergang ins ENSI (Eidgenössisches Nuklear-Sicherheitsinspektorat) voraussichtlich im Jahre 2011 erneut einer IRRS-Überprüfung stellen. Die Erfahrungen aus der Überprüfung von 1998 sind positiv und haben massgeblich dazu beigetragen, dass die HSK heute nach einem Integrierten Aufsichtskonzept arbeitet.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) ist bestrebt, in Gebieten, in denen multilaterale Abkommen für den Fortschritt in einer globalisierten Wirtschaft notwendig sind, die entsprechenden Instrumente und Empfehlungen zu erarbeiten. Die Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD unterstützt ihre 28 Mitgliedstaaten bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Basis zur sicheren, friedlichen und umweltfreundlichen Verwendung der Kernenergie. Die Mitgliedschaft der HSK in der NEA stellt sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit mit andern Staaten gut vernetzt ist und sich die nukleare Aufsicht am internationalen Standard ausrichtet.

Schwerpunkte der NEA sind die nukleare Sicherheit von Kernanlagen, der Strahlenschutz und Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Die HSK ist in allen drei Fachgebieten aktiv beteiligt. Die NEA unterstützt zudem eine Reihe 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) schwerpunktmässig mit Forschungsthemen im Bereich der nuklearen Sicherheit. Beide Kommissionen haben eine Reihe von Arbeitsgruppen und spezielle Task Groups, die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden. Im Bereich Strahlenschutz ist das Committee on Radi-

ation Protection and Public Health (CRPPH) aktiv und im Bereich Entsorgung das Radioactive Waste Management Committee.

Eine Übersicht über die Organisationsstruktur der NEA, deren Tätigkeiten und Produkte kann unter <http://www.nea.fr> aufgerufen werden.

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 CNRA Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertieft untersucht werden.

Das CNRA hat drei ständige Arbeitsgruppen: die Working Group on Operating Experience (WGOE), die Working Group on Inspection Practices (WGIP) und die Working Group on Public Communication (WGPC). Die HSK ist in allen drei Arbeitsgruppen vertreten. Des Weiteren ist die HSK in der temporären Arbeitsgruppe Senior Level Task Group on the Regulatory Goal of Assessing Nuclear Safety und der Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE) engagiert. Die Berichte des CNRA können auf der Internetseite der NEA unter <http://www.nea.fr/html/nsd/docs/indexcnra.html> bezogen werden. Nachfolgend sind einige besonders erwähnenswerte Arbeiten des CNRA und seiner Arbeitsgruppen aus dem Jahr 2007 aufgeführt:

Working Group on Operating Experience (WGOE)

Das Ziel dieser Arbeitsgruppe ist die ständige Verbesserung der nuklearen Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen, insbesondere über Vorkommnisse in Kernanlagen. Dazu betreibt die NEA zusammen mit der IAEA eine Vorkommnis-Datenbank, das sogenannte Incident Reporting System (IRS). Für die HSK ist die WGOE eine sehr wichtige Quelle für Informationen über Vorkommnisse.

Das Treffen im Oktober 2007 diente dem Informationsaustausch über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken wie den Auswirkungen des Erdbebens vom Juli 2007 auf die Anlage Kashiwazaki-Kariwa in Japan sowie über die daraus zu ziehenden Lehren. Für den Bereich Operational Experience Feedback (OEF) wurde entschieden, unter anderem durch Anwendung verbesserter IRS-Berichte aus dem EU-Raum weitere Fortschritte zu erzielen. Diese Berichte sollen von einem Expertenteam überprüft und ausgewertet werden.

Working Group on Inspection Practices (WGIP)

Die Arbeitsgruppe 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 Meetings führt sie alle zwei Jahre einen Workshop zu ausgewählter Themen mit einem erweiterten Teilnehmerkreis durch. Beim Treffen vom April in Busan informierte sich die WGIP unter anderem mit dem Vorgehen der koreanischen Aufsichtsbehörde (KINS) beim Bau neuer KKW.

Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organizations (WGPC)

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine zentrale Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die CNRA-Arbeitsgruppe WGPC befasst sich insbesondere mit dem Kommunikationsverhalten der Behörden in Notfallsituationen und Krisenlagen sowie mit dem Informationsaustausch über die Landesgrenzen hinweg.

An der Jahrestagung in Tokio vom Mai 2007 wurde unter anderem über die Transparenz von Behörden sowie über das Vertrauen der Bevölkerung in die Aufsichtsbehörden diskutiert. Erfreulicherweise nahmen viele japanische Delegierte teil. Die Vertreter der beteiligten OECD-Länder sind sich der Wichtigkeit einer offenen, transparenten, verständlichen und bürgernahen Kommunikation bewusst und streben auch an, diese nach länderspezifischen Gegebenheiten umzusetzen. Dazu gehört u.a. auch der Umgang mit behördlichen Dokumenten.

Senior Level Task Group: Regulatory Goal of Assuring Nuclear Safety

Sicherheit ist keine objektiv messbare Grösse, auch wenn einzelne Attribute der Sicherheit durchaus messbar sind. Formal ist die Sicherheit einer Kernanlage gegeben, wenn alle gesetzlichen Vorgaben eingehalten sind. Dies allein reicht allerdings nicht aus, damit die Sicherheitsbehörde überzeugend darlegen kann, dass eine Kernanlage sicher ist. Ein wichtiger Einfluss auf die Sicherheit einer Kernanlage hat auch das Verhalten der Organisation, des Arbeiters, des Operators vor Ort. Es geht dabei um die zentrale Frage der Sicherheitskultur. Die internationale Expertengruppe, die von der HSK geleitet wurde, hat ihre Vorstellung, wie eine Aufsichtsbehörde zu einer Einschätzung der Sicherheit einer Kernanlage kommt – welche Elemente dazu notwendig sind und welchen Prozess dazu sinnvoll ist –, in mehreren

Workshops vertieft diskutiert. Die Empfehlungen der Expertengruppe wurde in einem Anfang 2008 erschienenen Bericht dargelegt.

3.2.2.2 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) bearbeitet und diskutiert Fragen im Zusammenhang mit sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung, des Baus und des Betriebs von Kernanlagen. Es ist auch ein internationales Forum für die Zusammenarbeit in den Bereichen Forschung, Entwicklung, Ingenieurwesen und Aufsicht. Das CSNI arbeitet mit dem Ziel, die Mitgliedstaaten auf dem aktuellen Stand der Entwicklungen im Bereich der nuklearen Sicherheit zu halten. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik in ausgewählten Themenbereichen der nuklearen Sicherheit und erstellt darüber Technical Opinion Papers (TOP) und State-of-the-Art-(SOAR-)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 pro Jahr, diskutiert aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und der Forschung, bespricht laufende und beschliesst neue Projekte. Das CSNI und seine Fachgruppen arbeiten vorwiegend in Workshops, veröffentlichen TOPs und SOARs, definieren internationale Standardprobleme (ISP) und unterstützen Experimente zur Validierung von Computer-codes. Das umfangreiche Arbeitsprogramm bestreiten 6 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 (WGHOF)
- Working Group on Fuel Safety (WGFS)
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCs)

Die Berichte des CSNI und seiner Arbeitsgruppen können auf der Internetseite der NEA unter <http://www.nea.fr/html/nsd/docs/indexcsni.html> bezogen werden.

Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE)

Die Arbeitsgruppe IAGE befasst sich mit Fragen der Alterung von Kernanlagen und schlägt Lösungen zur Er-

haltung der Integrität von Systemen und Komponenten vor.

Die Sitzung der Seismic Sub Group im April 2007 hat gezeigt, dass in der Identifikation von Erdbebengefährdungen neue Wege beschritten werden (siehe auch PEGASOS-Studie), auch um die Unsicherheiten im Bereich der Erdbebenanalyse korrekt zu berücksichtigen. Deshalb wurde von den Vertretern Frankreichs vorgeschlagen, einen OECD-Workshop zum Vergleich verschiedener Erdbebengefährdungsstudien in Gebieten mit geringer bis mittlerer Seismizität zu veranstalten. Ein solches Treffen liegt im Interesse der HSK und der Betreiber der schweizerischen KKW, um die Resultate der PEGASOS-Studie international abzustützen.

Frankreich stellte an der April-Sitzung das Projekt SMART 2008 (Seismic Design and Best-Estimate Method Assessment for Reinforce Concrete Buildings Subjected to Torsion and Non-linear Effects) vor. Dieses hat zum Ziel, Berechnungsmethoden zu erproben, in denen Nichtlinearitäten im Verhalten von Gebäudestrukturen unter Erdbebeneinwirkungen berücksichtigt werden können. Da diese neuen Methoden realistischere Resultate liefern als die bisherigen und die HSK zukünftig mit innovativen Bemessungsmethoden konfrontiert sein wird, hat sich die HSK entschlossen, an diesem Projekt teilzunehmen. Die HSK erhält somit Zugang zu wertvollen experimentellen Daten und zu internationalem Know-how in der Erdbebenbemessung.

Von der Arbeitsgruppe IAGE Metals wird weiterhin das Projekt PROSIR (Probabilistic Structural Integrity of a PWR Reactor Pressure Vessel) organisiert und unterstützt, das sich mit der strahlungsbedingten Versprödung des Reaktordruckbehälters befasst. Im Rahmen des Projekts ZIRP werden Materialuntersuchungen an Kerneinbauten des ausser Betrieb genommenen Kraftwerks José Cabrera in Spanien (vom Reaktortyp und Alter her vergleichbar mit Beznau) durchgeführt, mit dem Ziel, zur Aufklärung der Mechanismen der strahlungsinduzierten Spannungsrisskorrosion beizutragen.

Finnland stellte Tests vor, bei denen die Auswirkungen des Aufpralls von relativ weichen Geschossen auf Betonstrukturen untersucht wurden. Dabei sollten die weichen Aufprallkörper Flugzeugrümpfe verschiedener Grösse simulieren.

Working Group on Risk Assessment (WGRISK)

Die Arbeitsgruppe WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und die Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. An der Jahresta-

gung im April 2007 berichteten ca. 20 Länder über ihre aktuellen Tätigkeiten im Bereich der PSA.

In einer neuen WGRISK-Aktivität sollen die Methoden und Daten für die Zuverlässigkeitsanalyse digitaler Mess- und Regelsysteme studiert werden. Eine Arbeitsgruppe soll praktisch umsetzbare Empfehlungen ausarbeiten.

Eine weitere neue Aktivität der WGRISK betrifft die PSA für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand. In dem vorgeschlagenen Projekt sollen Informationen zu auslösenden Ereignissen, Operateurhandlungen und der analytischen Modellierung gesammelt und ausgetauscht werden.

Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF)

Die Arbeitsgruppe WGHOFF soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert WGHOFF die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der Sicherheit im Bereich Organisation und menschlicher Faktoren.

Das Treffen im Oktober 2007 hatte zum Ziel, über die Tätigkeiten der Mitgliedsländer zu berichten und über geplante Aktivitäten zu informieren. Die WGHOFF beschloss im Jahr 2008 das Thema Approaches to justification of organisational suitability aufzugreifen. Im Jahr 2009 sollen die Themen Human and Organizational Factors in Event Analysis and Root Cause Analysis sowie Impact of operation procedures on safety bearbeitet werden.

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. Das CRPPH ist zudem ein Forum für den Austausch von Informationen und den Transfer von Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden im Strahlenschutz. Es unterstützt die Umsetzung bewährter Aufsichtsmethoden bei den unterschiedlichsten Strahlenanwendungen und bei Situationen mit signifikanter Strahlenexposition. Das CRPPH unterstützt dabei einfache, transparente und für alle Beteiligten gut verständliche Lösungen.

Am 31. Mai 2007 wurde der 50. Jahrestag der Gründung der CRPPH gefeiert. Am Jubiläumsworkshop in Paris wurden die Berichte der Untergruppen präsentiert und Details für die kommende Tätigkeitsperiode ge-

nehmigt. Die HSK wird den schweizerischen ISOE-Officer (Information System on Occupational Exposure at Nuclear Power Plants) stellen. Man ist u.a. zur Erkenntnis gekommen, dass die ISOE-Officers noch mehr in das Programm der NEA eingebunden werden sollen und auf Landesebene eine Drehscheibe für den Informationsaustausch über die Ergebnisse des angewandten Strahlenschutzes werden. Ausserdem wird die HSK die INEX-Übungen (International Nuclear Emergency Exercises) verfolgen und an ihnen teilnehmen. Zudem leistet die Schweiz eigenständige Beiträge zur Weiterentwicklung der grundlegenden Vorgaben für den Strahlenschutz, die von der ICRP vorangetrieben wird und Einfluss auf die Empfehlungen für die Gesetzgebung hat.

3.2.2.4 Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC fördert die internationale Zusammenarbeit zur sicheren Entsorgung der radioaktiven Abfälle in den OECD-Mitgliederstaaten. Es erarbeitet insbesondere gemeinsame Positionen zu Grundsatzfragen der verschiedenen Entsorgungsstrategien. Im Regulator's Forum findet der Informationsaustausch zu Entsorgungsfragen unter Vertretern der Aufsichtsbehörden der OECD-Mitgliederstaaten statt.

An der Jahrestagung im Juni 2007 informierten die Länder zunächst über die vergangene Tätigkeitsperiode. Dabei sprach sich Frankreich dafür aus, dass man bei den Stakeholdern zwischen NGOs und der regionalen Bevölkerung gut unterscheiden muss, weil sie nicht dieselben Interessen haben. Es sei deshalb nicht opportun, Veranstaltungen und Arbeitsgruppen durchzuführen, in denen beide Gruppen teilnehmen. Die NGOs würden der lokalen Bevölkerung vorwerfen, sie wehrten sich zu wenig, was diese nicht goutierten.

Des Weiteren wurde unter anderem über folgende Ereignisse informiert:

- In den USA sind Diskussionen zum Thema Überwachung nach dem Verschluss eines Tiefenlagers aufgekomen. Neben den bekannten Plänen für Markierungen und eigentliche Monumente für den Yucca Mountain kommt jetzt die Überzeugung auf, dass zukünftige Generationen durch eine dauerhafte Überwachung des Tiefenlagers geschützt werden müssen.
- Die britische Aufsichtsbehörde NDA (Nuclear Decommissioning Authority) stand vor der Herausforderung, eine Liste von potenziellen Endlagerstandorten zu veröffentlichen. Der Ablauf wurde minutiös geplant, die Informationen wurden durch unabhängige Exper-

ten unter anderem im Rahmen von Workshops und mit der Unterstützung eines Callcenters vermittelt. Das Verfahren war vorbildlich und erfolgreich.

- Die zuständige schwedische Institution für die Lagerung von radioaktivem Abfall, SKB (Svensk Kärnbränslehantering), informierte, dass im Tiefenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle erhöhte Cäsium-Werte gemessen wurden. Der Grund dafür war ein Leck in einem Abfallbehälter. Das Problem konnte technisch schnell behoben werden und war von geringer Bedeutung für den Strahlenschutz. Da die SKB jedoch zu wenig Hintergrundinformationen lieferte und es an einer gemeinsamen Medienstrategie mit den Behörden mangelte, entstand ein grosser Medienrummel mit viel Kritik gegenüber der SKB.

Es wurden ausserdem folgende Projekte vorgestellt:

- Das Projekt COWAM – ein EU-Projekt unter den fünf Ländern Frankreich, Grossbritannien, Rumänien, Slovenien und Spanien – hat zum Ziel, Stakeholder-Gruppen zu bilden, die in sechs Treffen zwischen 2007 und 2009 Perspektiven und Erwartungen an das Vorgehen bei der Standortsuche explorieren und miteinander vergleichen. Die Gruppen werden professionell unterstützt von einem National Facilitator und von Experten, die auf Anfrage Forschungsbeiträge liefern.
- Die Eurobarometer-Umfrage der Europäischen Kommission zum Thema nukleare Sicherheit und radioaktive Abfälle ist nach 2005 und 2006 auch für 2008 geplant. Diese Berichte sind online erhältlich unter http://ec.europa.eu/public_opinion/archives/ebs/ebs_227_en.pdf und http://ec.europa.eu/public_opinion/archives/ebs/ebs_271_en.pdf. Eine Teilnahme der Schweiz für die Umfrage 2008 würde das FSC (Forum on Stakeholder Confidence) begrüssen.

3.2.2.5 OECD Halden Reactor Project (HRP)

Am OECD Halden Reactor Project beteiligen sich 18 Länder und mehr als 100 Organisationen, die sich mit Forschung im Bereich der Reaktorsicherheit beschäftigen. Der Forschungsreaktor in Halden, Norwegen, bietet die Möglichkeit, Brennelemente und Materialien unter realistischen Bedingungen zu untersuchen und zwar sowohl unter Normalbedingungen als auch bei simulierten Störfällen. Die Schweiz ist seit 1991 am HRP beteiligt.

Mit ihrer Beteiligung am HRP kann die HSK auf aktuelle Forschungs- und Entwicklungsergebnisse im Bereich Brennstoff- und Materialverhalten sowie im Bereich Mensch, Technik und Organisation zurückgreifen.

Das HRP liefert einerseits die wissenschaftliche Basis für die Erstellung von Kriterien und Richtlinien auf diesen beiden Gebieten. Andererseits schafft das Projekt eine gemeinsame Plattform für den Informationsaustausch zwischen dem PSI, den Schweizer KKW-Betreibern und der HSK. Über das Schweizer Halden Komitee (SHK) stellt die HSK den interessierten Schweizer Partnern das Wissen aus dem HRP zur Verfügung und erhebt gleichzeitig deren Bedürfnisse. Diese speist sie 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 Strategie des Programms) wieder ins Projekt ein.

Halden Board of Management

Das Board tagte am 26. Juni in Kendal (UK) und am 4. Dezember in Paris. An den Versammlungen rapportierten der Halden-Projektleiter und sein Stellvertreter, Wolfgang Wiesenack und Fridtjof Øwre, über den Fortschritt und die Ergebnisse der zahlreichen Experimente in den Bereichen Fuels and Materials (F&M) und Man-Technology-Organisation (MTO) (siehe nachfolgende Beiträge). Das Gesamtbudget des Projekts beträgt für die Dreijahresperiode 2006-8 gut CHF 70 Mio. Der Beitrag der Schweiz beläuft sich auf rund CHF 1,8 Mio. An der Dezember-Sitzung wurde u.a. über die Erneuerung der Betriebsbewilligung des Halden-Reaktors in Norwegen berichtet: Nach einer ersten Einschätzung der Aufsichtsbehörde gebe es keine wesentlichen sicherheitsrelevanten Argumente, die gegen einen Weiterbetrieb sprechen.

Die HSK brachte das Thema auf, wie Halden dazu beitragen könnte, den nuklearen Sektor für junge Leute attraktiver zu machen. Dabei wurde der Vorschlag des schweizerischen Halden-Komitees erörtert, Studierende des neuen ETH-Masterstudiengangs Nuclear Engineering zu einem dreimonatigen Praktikum nach Halden schicken zu können. Der Vorschlag wurde sehr positiv aufgenommen. Der Zugriff auf Dokumente – v.a. Forschungsberichte – des Halden Reactor Project via das neue Internetportal Knowledge Beacon wird auf Anfrage der HSK in Zukunft für die Programmgruppenmitglieder und Board Members ohne Verzug möglich sein. Eine generelle Freigabe wurde als schwierig beurteilt, weil vor allem auf der F&M-Seite auch kommerzielle Auftraggeber hinter den Experimenten stehen. Für die Öffentlichkeit gilt demnach weiterhin die Klausel, dass die Halden-Berichte erst nach fünf Jahren freigegeben werden.

Im Anschluss an die Dezember-Sitzung wurde ein Signatories Meeting mit denselben Teilnehmern durchgeführt. Die Ländervertreter wurden aufgefordert, ein kurzes Statement zur Unterstützung des Halden Reactor Project in der nächsten Dreijahresperiode 2009-11 abzugeben. Auf Grund der diesbezüglichen Diskussion im schweizerischen Halden-Komitee vom 29. November 2007 wurde dem Projekt die weitere Unterstützung der Schweiz zugesichert. Konkrete finanzielle Zusagen sollen am nächsten Juni-Meeting gemacht werden, und die Vertragsunterzeichnung ist für Dezember 2008 geplant.

Bereich Brennstoff- und Materialverhalten (Fuels and Materials)

Die Experimente in Instrumented Fuel Assemblies (IFA), die in den Forschungsreaktor eingesetzt sind, zielen auf die Messung von Kenngrößen von keramischen Brennstoffen (UO_2 , UO_2 mit Additiven, $(U,Gd)O_2$, Uran-Plutoniummischoxiden) und von Hüllrohrmaterialien bezüglich ihres Betriebsverhaltens bei hohem Abbrand und unter Störfallbedingungen ab. Die verschiedenen Bestrahlungstests liefern einzigartige Daten für die Validierung der Modelle zum thermomechanischen Verhalten von Brennstoff und Brennstäben, die in den Auslegungs- und Modellierungscodes von Herstellern und Laboratorien benutzt werden.

Von speziellem Interesse ist das Experiment mit Uranoxidbrennstoffen mit Additiven bei hoher linearer Stabilität. Das Experiment hat bezüglich Spaltgasfreisetzung teilweise unerwartete Resultate geliefert. Zur Überprüfung dieser Resultate wurden die Proben aus dem Reaktor entladen und für Nachbestrahlungsuntersuchungen vorbereitet. Ein weiteres Experiment dieser Art, wiederum mit dem Ziel, Daten für die Brennstoffmodellierung bezüglich Spaltgasfreisetzung zu erhalten, wurde initialisiert und soll 2008 in den Reaktor eingesetzt werden. Das Inertmatrix/MOX-Experiment, für welches das PSI den Brennstoff produziert hatte, wurde ausgebaut und zu Untersuchungen in die Heissen Zellen gebracht. Die Untersuchungen sind angelaufen, und ausgewählte Proben sollen mit speziellen analytischen Instrumenten am PSI charakterisiert werden.

In der viel beachteten Serie von LOCA-(Loss of Coolant Accident-)Versuchen an Hochabbrandbrennstoffen aus kommerziellen Reaktoren wurde eine Reihe von Tests bei 800 °C und 1050 °C durchgeführt. Die erhaltenen Resultate ergeben noch kein schlüssiges Bild, jedoch wertvolle Daten für die Modellierung. Die Reihe wird ergänzt mit weiteren Versuchen an Brennstoffseg-

menten von Siedewasserreaktoren (Brennstoff aus dem KKL) und Druckwasserreaktoren mit moderatem und hohem Abbrand.

Die Versuche mit Reaktormaterialien gelten vorab der strahlungsinduzierten Spannungsrisskorrosion in normaler und reduzierender Wasserchemie. Interessante Ergebnisse bezüglich strahlungsinduzierten Veränderungen der Eigenschaften wurden für rostfreie Stähle, die für Reaktorstrukturen verwendet werden, erhalten. Der Einfluss einer unterschiedlichen Wasserchemie auf das Risswachstum unter Bestrahlung konnte gezeigt werden. Mit einer Reihe von Versuchen werden die Resultate bei hohen und mittleren akkumulierten Neutronenfluenzen erhärtet.

Entworfen, ausgelegt und in den Reaktor eingesetzt wurde ein vergleichender Versuch zum Verhalten von kommerziellen Druckwasserreaktor-Hüllrohren unter hohen Lithium-Konzentrationen. Weitere Themen, zu denen neue Experimente vorbereitet wurden, sind Brennstoffkriechen sowie Hüllrohrkriechen und ein Versuch zur Beeinflussung eines Brennstabes mit starker Crud-Belegung. Zudem wurde in Zusammenarbeit mit Studsvik Nuclear eine Testeinrichtung für Leistungstransienten ausgelegt und mit ersten Versuchen validiert. Direkte Kontakte zwischen dem HRP und dem Kernkraftwerk Leibstadt bestehen nach wie vor bezüglich der gelieferten Brennstoffsegmente für Reaktortests zur Spaltgasfreisetzung, zum so genannten «Cladding lift-off» sowie zum Verhalten bei LOCA.

Zwischen dem HRP und dem PSI besteht bei den folgenden drei Versuchen ein gegenseitiges Interesse:

- IFA-651 IMF/MOX – Detailuntersuchungen des Brennstoffes durch das PSI (SIMS, EPMA)
- IFA-650 LOCA – Modellierung des Stabverhaltens in den Experimenten durch STARS (s. Kap. 1.1.4) als Auftrag durch die Expertengruppe Sicherheit von Brennstoff
- IFA-636 Korrosionstest von Standard-PWR-Hüllrohren: Der Grenzbereich der Korrosionsschicht von Proben aus dem Versuch soll mit einer im PSI entwickelten Technik charakterisiert werden.

Bereich Mensch-Technik-Organisation (Man, Technology, Organization)

Das menschliche Leistungsvermögen bei der Bedienung komplexer Systeme bildet einen Schwerpunkt der MTO-Forschung in Halden. Ergänzend dazu werden Technologien für die Schnittstelle zwischen Mensch und Maschine in Kontrollräumen von Kernkraftwerken erforscht. Experimente im Forschungssimulator bilden

die Basis für die Ausarbeitung von Richtlinien und Normen bezüglich der Gestaltung solcher Schnittstellen. Ein Beispiel ist die Entwicklung und das Testen von Fragebögen zur Evaluation der Brauchbarkeit neuer Bedienungsoberflächen.

Ein Höhepunkt in 2007 war eine Pilotstudie für die Beurteilung von Methoden zur menschlichen Zuverlässigkeit (HRA). Dabei wurden die Vorhersagen der HRA-Methoden mit den Leistungen von lizenzierten Operateuren im Simulator des Halden Man-Machine Laboratory (Hammlab) verglichen. Dies ist Teil eines internationalen Versuchs zur Überprüfung der HRA-Qualität, an dem auch die Schweiz (PSI) teilnimmt (s. Kapitel 1.4.1). Ein Workshop wurde durchgeführt, um die Resultate auszuwerten. Die Methode wurde positiv bewertet und die Teilnehmer verpflichteten sich zur Weiterführung der Arbeiten im Jahr 2008.

Weitere Arbeiten für das Jahr 2008 illustrieren die Breite der in Halden durchgeführten Forschung:

- Pilotstudie zur Untersuchung von Betriebskonzepten, die die Wechselwirkung von Mensch-Mensch und Mensch-Maschine kombiniert
- Vergleichende Analysen von Arbeitspraktiken in verschiedenen Organisationen (und Ländern) im Operational Culture Project
- Validierung und Verifikation von computerbasierten Mensch-Maschine-Schnittstellen in einem frühen Entwicklungsstadium anhand von Fragebögen
- Zusammenfassung der Erkenntnisse der Anwendung von Virtual Reality zu Trainingszwecken, z.B. zur Optimierung und Vorbereitung von Arbeiten in gefährlicher Umgebung
- Entwicklung einer Methode zur Analyse von Softwarekomponenten und deren Versagenswahrscheinlichkeiten.

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 das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer unabhängigen Warte zu beurteilen. Die WENRA-Mitglieder konnten auf Erkenntnisse zurück-

greifen, die sie in den 90er-Jahren im Rahmen bilateraler Projekte in Osteuropa gewannen. Sie verfassten zwei Studien, die die Reaktorsysteme sowie den Stand des Kernenergierechts und der nuklearen Aufsicht der Beitrittskandidaten mit denjenigen der EU verglichen. 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 die HSK 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 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. Die Herbstversammlung der WENRA wurde von der HSK am 8. und 9. November 2007 in Luzern organisiert.

Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)

Die Working Group on Waste and Decommissioning der WENRA behandelt die Abfall- und Stilllegungsthematik nicht nur bei Kernreaktoren, sondern auch bei allen anderen nuklearen Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs. Durch die Sicherheitsanforderungen (Safety Reference Levels, SRL) sind bei der Lagerung vier Bereiche abgedeckt, nämlich Sicherheits-Management, Design, Betrieb und Sicherheitsüberprüfung. Bei der Stilllegung kommen zusätzlich Decommissioning-Strategie und -Planung hinzu. Bei den Treffen im März und Juni 2007 stimmte man überein, dass die Zusammenarbeit mit der IAEA als sehr wichtigem Partner intensiviert werden soll.

Das im Jahre 2006 beschlossene Benchmarking-Verfahren wurde begonnen. Als Erstes wird die Überprüfung der Umsetzung im nationalen Regelwerk für die Lagerung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente betreffenden SRL durchgeführt. Im Durchschnitt liegt die Bewertung bei ca. 20–50 % nicht umgesetzter SRL. Sehr hohen Erfüllungsgrad haben einige neue Beitrittsländer, die gerade eine Aktualisierung ihrer Vorschriften durchgeführt und dabei die IAEA-Regelungen 1:1 übertragen haben. Die Schweiz liegt im guten Mittelfeld, die Behebung der Defizite kann nahezu vollständig mit der Überarbeitung der Richtlinie zur Zwischenlagerung erfolgen.

Reactor Harmonization Working Group (RHWG)

Die WENRA-Arbeitsgruppe Reactor Harmonization arbeitet engagiert und konstruktiv an der Harmonisierung der rechtlichen Anforderungen an die nukleare Sicherheit in den WENRA-Ländern.

An der letzten Tagung vom September 2007 in Budapest haben alle WENRA-Länder Aktionslisten erstellt, in welchen die inhaltlichen und terminlichen Vorgaben zur Realisierung der Reference-Level-Anforderungen betreffend Implementierung und rechtlicher Basis festgehalten sind. Der Aktionsplan der Schweiz sieht momentan vor, dass 99 rechtliche Anforderungen in den Richtlinien und Verordnungen implementiert werden. 18 WENRA-Anforderungen machen entsprechende Massnahmen bei den KKW erforderlich. Insgesamt ist die Umsetzung in der Schweiz und in den anderen Ländern aber noch in einem frühen Stadium. Der Aktionsplan ist auf der HSK-Homepage (<http://www.hsk.ch/deutsch/aktivitaeten/start3.htm>) einsehbar.

Zu den SRL bezüglich integrierten Managementsystemen wurde ein Self-Assessment in allen WENRA-Teilnehmerländern durchgeführt. Die HSK sieht die rechtliche Basis in der Schweiz als vollständig gegeben an, insbesondere da ihre Richtlinie G07 die Erfüllung der IAEA-Anforderungen explizit verlangt. Die Implementierung der Anforderungen bei den schweizerischen Werken ist gemäss HSK ebenfalls erfolgt und wird von der HSK mittels Fachsitzungen, Inspektionen etc. überwacht. In den meisten Ländern geht die Implementierung in den KKW deutlich über die gesetzlichen Anforderungen hinaus. ISO-Zertifizierungen sind beispielsweise Standard. Eine Reihe von Ländern plant, die GS-R-3-Anforderungen in das Regelwerk zu übernehmen. Im Zuge des Self Assessment wurden einige SRL zum Qualitätsmanagement nochmals leicht angepasst. Des Weiteren wurde ein neues Mandat «Anforderungen an neue KKW» vorgeschlagen, welches für die HSK von grossem Nutzen wäre.

3.3.2 Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programs (NERS)

NERS ist ein unabhängiges internationales Netzwerk der Aufsichtsbehörden von Ländern mit wenigen Kernanlagen (Argentinien, Belgien, Tschechien, Finnland, Ungarn, Slowakei, Niederlande, Pakistan, Slowenien, Südafrika und die Schweiz), das den Austausch von Informationen zur nuklearen Sicherheit ins Zentrum seiner Aktivitäten stellt.

Das 10. NERS Meeting wurde vom niederländischen Department for Nuclear Safety, Security and Safeguards am 7. und 8. Juni 2007 in Egmond aan Zee durchgeführt. Von links nach rechts: Marja-Leena Järvinen (Finnland), Piet Müskens (Niederlande), Wilbert Leotwane (Südafrika), Markus Straub (Schweiz), Gabriel Terigi (Argentinien).

Quelle HSK



Das 10. Treffen des NERS in den Niederlanden bot für die HSK die Gelegenheit, über personelle Änderungen im Führungsteam der HSK, den bevorstehenden Wechsel zum ENSI, die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz im Jahr 2006 und die nukleare Entsorgung zu berichten. Die Teilnehmer tauschten im Weiteren Informationen zu neuen Kernkraftwerken aus. Auf grosses Interesse stiessen die Ausführungen der finnischen Behörde (STUK), die über den in Bau stehenden European Pressurized Water Reactor (EPR) informierte. Ein weiteres Thema war die Erfassung und Bewertung der Sicherheitskultur in den verschiedenen Ländern.

3.4 Bilaterale Zusammenarbeit

3.4.1 Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)

Zwischen Frankreich und der Schweiz besteht seit 1989 ein Staatsvertrag über den Informationsaustausch bei Zwischenfällen und Unfällen, die radiologische Auswirkungen haben können. Damit soll die gegenseitige Vertrauensbasis der beiden Länder gestärkt und die Wirksamkeit der beidseitigen Dispositive zum Schutz der Bevölkerung in Notfallsituationen mit grenzüberschreitenden radiologischen Auswirkungen sichergestellt werden. Um diese Ziele umzusetzen, wurde die CFS gegründet.

Die CFS hat ihre Jahrestagung am 5. und 6. Juli 2007 im

schweizerischen Böttstein abgehalten. Sie stand unter dem gemeinsamen Vorsitz von André-Claude Lacoste, Präsident der französischen Autorité de sûreté nucléaire (ASN), und von Ulrich Schmocker, Direktor der HSK.

Bei der Reaktorsicherheit sowie dem Transport von Kernmaterialien und radioaktiven Abfällen haben die Delegierten die Ereignisse des vergangenen Jahres besprochen. Die französische Seite berichtete unter anderem über die Fortschritte des deutsch-französischen Druckwasserreaktor-Projektes EPR und über verbesserte Sumpfsiebe in Notkühlsystemen. Die schweizerische Delegation beschrieb die Ereignisse in Kernanlagen, die Ergebnisse der Vernehmlassung zum Sachplan Geologische Tiefenlager, das Projekt PEGASOS über die Erdbebengefährdung an den Standorten der schweizerischen KKW, ihre Überlegungen zu einem integrierten System für die Sicherheitsanalyse der Kernreaktoren und die Erfahrungen mit der Verbrennungs- und Schmelzanlage des ZWILAG.

Die Delegierten haben praktische Fragen diskutiert, die sich bei den gemeinsam durchgeführten Inspektionen stellen und den Austausch von auszubildenden Inspektoren in Betracht gezogen. Die beiden Vorsitzenden betonten die Bedeutung dieser gemeinsam durchgeführten Inspektionen, sei es im Bereich des Strahlenschutzes oder der Reaktorsicherheit.

Im Weiteren wurden auch Informationen im Strahlenschutz im Bereich Medizin ausgetauscht. Auf grosses Interesse stiess eine Exkursion ins Paul Scherrer Institut, die auch eine Besichtigung der Protonentherapie-Einrichtungen PROSCAN beinhaltete.



Vertreter der schweizerischen und französischen nuklearen Aufsichtsbehörden im Gespräch während des 18. Treffens der CFS in Böttstein.
Quelle HSK

Im Bereich Krisenorganisation tauschten die Kommissionsmitglieder ihre Erfahrungen aus Übungen aus. Das Interesse an gegenseitigen Besuchen der Krisenzentralen beider Länder wurde erneut unterstrichen.

Das Treffen bot auch die Gelegenheit, um über die Änderungen der Aufsichtsbehörden beider Länder zu informieren, namentlich über die bevorstehende Überführung der HSK in das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSI) und die bereits vollzogene Reorganisation der ASN auf Grund des Gesetzes vom 13. Juni 2006 über die Transparenz und die Sicherheit auf dem Gebiet der Kernenergie.

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

Die DSK wurde 1982 mit einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und der Bundesrepublik Deutschland geschaffen. Die Kommission setzt sich aus Vertretern schweizerischer und deutscher Bundesstellen, der Bundesländer Baden-Württemberg und Bayern sowie des Kantons Aargau zusammen. In vier Arbeitsgruppen der DSK vertiefen Fachleute die bilaterale Zusammenarbeit, die von beiden Staaten als wichtig und wertvoll beurteilt wird.

Am 25. und 26. Oktober 2007 führte die DSK in Würzburg (Deutschland) unter dem gemeinsamen Vorsitz von U. Schmocker (Direktor HSK) und Dieter Majer (Leiter Unterabteilung «Sicherheit Kerntechnischer Einrichtung» im deutschen Bundesministerium für Umwelt,

Naturschutz und Reaktorsicherheit) ihr 25. Jahrestreffen durch. Zentrale Themen der Tagung waren der Informationsaustausch über die Sicherheit der Kernanlagen und den Strahlenschutz in beiden Ländern, die Koordination der Notfallschutzmassnahmen in der Umgebung der grenznahen Anlagen, die Erkenntnisse aus Vorkommnissen in Kernkraftwerken und die Fortschritte bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle.

Die Schweiz informierte über die vorgesehene Verselbstständigung der HSK, die bisher Teil des Bundesamtes für Energie war und ab Anfang 2008 schrittweise in das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSI), eine öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes, überführt wird. Damit werden die Vorgaben des Kernenergiegesetzes und des internationalen Übereinkommens über die nukleare Sicherheit bezüglich Unabhängigkeit der Aufsichtsbehörde umgesetzt. Im Weiteren erörterte die Schweiz das Verfahren für den allfälligen Neubau eines Kernkraftwerks und die vorbereitenden Arbeiten der HSK hierzu. Deutschland informierte über den Stand des neuen nachgesetzlichen Regelwerkes und die für 2008 geplante IRRS-Mission (International Regulatory Review Service) durch die IAEA. Dabei wird überprüft, inwieweit das deutsche Aufsichtskonzept den IAEA-Vorgaben entspricht.

Ein Schwerpunktsthema der DSK-Tagung war die gegenseitige Orientierung über die betriebliche Sicherheit der Kernkraftwerke. Es zeigte sich, dass in beiden Staaten ein hoher Sicherheitsstand besteht. Ausführlich diskutiert wurden zwei Vorkommnisse aus dem Jahr 2007 in den Anlagen Krümmel (Deutschland; Schnellabschal-

Exkursion im Rahmen des 25.
Treffens der DSK in Würzburg.
Quelle HSK



tung wegen Netzstörung mit Brand in einem Transformator) und Leibstadt (unbeabsichtigtes Öffnen von Abblaseventilen innerhalb des Sicherheitsbehälters).

Die vier Arbeitsgruppen der DSK informierten über ihre Aktivitäten in den Bereichen Anlagensicherheit, Notfallschutz, Strahlenschutz und nukleare Entsorgung. Sie berichteten unter anderem über einen Vergleich von Sicherheitsanforderungen, den Stand des schweizerischen Sachplans «Geologische Tiefenlagerung» sowie die länderübergreifenden Informationskanäle für den Fall von Vorkommnissen in grenznahen Anlagen.

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 siebten bilateralen Nuklearexpertentreffens in Wien wurden Informationen zu den Themen Rechtsvorschriften und Behördenorganisation, Strahlenüberwachung, Notfallschutzplanung, Informationsfluss bei Störfällen, Kernenergieprogramme und organisatorischen Fragen der Zusammenarbeit ausgetauscht.

Vertreter des Bundesamtes für Energie berichteten über die Themen Rechtsvorschriften und Behördenorganisation sowie Kernenergieprogramme. Die HSK präsentierte die Aktivitäten der Schweiz in den Bereichen Strahlenüberwachung, Notfallplanung, internationale Harmoni-

sierung der Sicherheitsvorgaben und seismische Fragen. Die österreichische Delegation war insbesondere an den Themen neue KKW, geologische Tiefenlagerung, Harmonisierung und Erdbebenstudie PEGASOS interessiert. Österreich berichtete über die Umsetzung der EU-Richtlinien (90/641/Euratom Schutz externer Arbeitskräfte, 96/29/Euratom Grundnorm, 97/43/Euratom Gesundheitsschutz von Personen bei medizinischer Exposition und 2003/122/Euratom Kontrolle hoch radioaktiver umschlossener und herrenloser Strahlenquellen). Dafür waren eine Novellierung der Strahlenschutzverordnung und der Erlass neuer Verordnungen nötig.

3.4.4 Erneuerung der Forschungszusammenarbeit zwischen NRC und HSK

Im Rahmen einer feierlichen Zeremonie während der IAEA-Generalkonferenz haben HSK-Direktor Ulrich Schmocker und der Chairman der US Nuclear Regulatory Commission (NRC), Dale E. Klein, am 18. September 2007 das «Arrangement between the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate and the United States Nuclear Regulatory Commission for the Exchange of Technical Information and Cooperation in Nuclear Safety Matters» unterzeichnet. Der Vertrag regelt die Zusammenarbeit und den Austausch technischer Information im Bereich nukleare Sicherheit zwischen den nuklearen Aufsichtsbehörden der USA und der Schweiz. Er führt entsprechende, erstmals im Jahre 1974 und jeweils für fünf Jahre abgeschlossene Vereinbarungen weiter. Der Vertrag bildet die Grundlage für die Zusammenarbeit



HSK-Direktor Schmocker und NRC-Präsident Klein bei der Vertragsunterzeichnung für die Forschungszusammenarbeit USA-Schweiz im Bereich nukleare Sicherheit.

Quelle HSK

der HSK und der NRC in den Bereichen Sicherheitsvorgaben, nukleare Sicherheitsforschung, Umweltauswirkungen von Kernanlagen und Abfallmanagement.

3.5 Osthilfe

3.5.1 Technische Unterstützung des SECO bei der Verwaltung der EBRD-Fonds

Die HSK unterstützt das Staatssekretariat für Wirtschaft SECO bei der Zusammenarbeit zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit in Osteuropa. Das SECO vertritt die Schweiz bei allen durch die Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) verwalteten Nuklearfonds. Dabei handelt es sich heute primär um das Nuclear Safety Account (NSA) und den Chernobyl Shelter Fund (CSF). Bei der Verwaltung der EBRD-Nuklearfonds treten oft komplexe Problemstellungen auf, deren erfolgreiche Bewältigung auch technische Kenntnisse über die nukleare Sicherheit und über die Leitung von kerntechnischen Grossprojekten voraussetzt. Die HSK stellt dem SECO ihre Fachkompetenz in diesem Bereich zur Verfügung. Sie begleitet bei Bedarf die Vertreter des SECO zu den Sitzungen der Beitragszahler der Fonds (Meeting of Contributors) und leistet zudem Unterstützung bei der Vor- und Nachbereitung solcher Sitzungen.

3.6 Besuche ausländischer Delegationen

3.6.1 Delegationen aus Japan

Am 29. und 30. Januar 2007 besuchte eine 20-köpfige Delegation der Japanese Society of Mechanical Engineers (JSME) die HSK. Die aus Forschern, Behörden- und Industrievertretern zusammengesetzte Arbeitsgruppe beschäftigt sich unter der Leitung von Wataru Mizumachi mit der Modernisierung des japanischen kerntechnischen Regelwerks. Beim Besuch in der HSK und im Kernkraftwerk Leibstadt berichtete die Schweizer Seite auf Wunsch der Besucher über die laufende Aktualisierung des Schweizer Regelwerks mit internationalen Standards (IAEA, WENRA), über Struktur und Inhalt der technischen Spezifikationen, über Managementsysteme sowie aktuelle Entwicklungen im Bereich des Sicherheitsmanagements in Kernkraftwerken. Die Vertreter der JSME berichteten ihrerseits über die in japanischen Siedewasseranlagen aufgetretenen Risse in den Rezirkulationsschleifen und über die Überarbeitung des japanischen kerntechnischen Regelwerks.

Am 15. Februar 2007 besuchten drei Vertreter der Firma Tokyo Risk Consultancy (TRC) die HSK. TRC arbeitet in Japan unter anderem auf dem Gebiet der Sicherung von Kernanlagen. Im Gespräch wurden Fragen zum Schweizer Regelwerk, zur Sicherung von Kernkraftwerken und zur Notfallplanung behandelt.

Das Thema Qualitätsmanagement stand im Zentrum des Besuchs von Junko Sugaya vom 25. Mai. Sugaya

Die JSME-Delegation vor dem HSK-Gebäude.

Quelle HSK



arbeitet für die japanische Gesellschaft Janus und berät die japanische nukleare Aufsichtsbehörde bei der Einführung eines Qualitätsmanagementsystems. Im Zentrum des Gesprächs standen die Kompatibilität mit den entsprechenden Vorgaben der IAEA und die Erfahrungen der HSK.

HSK wurde mit der Delegation unter der Leitung von Gye Yeol Jo über das Notfallschutzkonzept in der Umgebung der Kernanlagen sowie die Notfallorganisation der HSK und der weiteren verantwortlichen Stellen diskutiert.

3.6.2 Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic

Jurai Rovny, Abteilungsleiter nukleare Sicherheit der slowakischen Aufsichtsbehörde (UJD), verbrachte vom 26. Februar bis 8. März 2007 einen Informationsaufenthalt bei der HSK. Er konnte sich umfassend über die Inspektionsmethodik, integrierte Aufsicht, regulatorische Sicherheitsforschung, Strategie der Beaufsichtigung von Mensch und Organisation und weitere Aspekte der HSK-Tätigkeiten informieren. Im Weiteren standen Visiten der Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt auf dem Programm. Mit Jan Husarcek von der UJD wurde im Rahmen seines Besuchs vom 12. Juli das Qualitätsmanagementsystem und Managementhandbuch der HSK erörtert.

3.6.3 Besuch einer koreanischen Delegation

Am 3. Dezember kamen sechs Abgeordnete der zweitgrössten südkoreanischen Stadt Busan zur HSK, um sich über die Notfallplanung der Schweiz im Falle von erhöhter Radioaktivität zu orientieren. Nach einer einführenden Präsentation über die Aufgaben und Rolle der



Im Berichtsjahr besuchten Vertreter der slowakischen nuklearen Aufsichtsbehörde zweimal die HSK. Quelle HSK

3.7 Fachverbände

3.7.1 Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.

Der Fachverband für Strahlenschutz e.V. ist eine Vereinigung von Strahlenschutzfachleuten und -praktikern überwiegend aus dem deutschsprachigen Raum. Er hat sich die Förderung des Strahlenschutzes als Wissenschaft und als Beruf zum Ziel gemacht und ist bestrebt, im Interesse der Allgemeinheit und des öffentlichen Gesundheitswesens den Schutz gegen die schädlichen Wirkungen ionisierender und nicht ionisierender Strahlen zu fördern. Seine Mitglieder arbeiten in Forschungsanstalten, Universitäten und Fachhochschulen, bei Industrie, Behörden, Ingenieurbüros, kerntechnischen Anlagen und medizinischen Einrichtungen.

Bei der 36. und 37. Arbeitskreissitzung in Solingen und

Hamburg wurden neuere Entwicklungen in der Gamma-Spektroskopie vorgestellt und Anwendungen und Anforderungen in der Praxis erörtert. Im Weiteren wurde über die Reduzierung der Dosisleistungen bei kerntechnischen Anlagen berichtet. Diskussionspunkte waren auch die Neuerungen in der Personendosimetrie und der Strahlenschutz in Radionuklidlabors.

Auf grosses Interesse stiessen Informationen über wesentliche Unterschiede der Freigabeverfahren (u.a. Abfallbehandlung, Grenzwerte, Randbedingungen bei Freigabe und Endlagerung) in Grossbritannien, den USA, Schweden, Japan, Frankreich und Russland. Ein einheitlicheres Konzept wäre hierbei wünschenswert. Die Sitzungen boten eine gute Gelegenheit, um Erfahrungen über den Strahlenschutz und die Aufsicht in anderen Ländern auszutauschen. Die Erkenntnisse fliessen zum Teil direkt in die Aufsichtstätigkeit der HSK ein.

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

4.1 Geplante Verordnungen

Die HSK hat im Jahr 2007 bei der Ausarbeitung von Verordnungen des UVEK mitgearbeitet, welche in 2008 in Kraft treten sollten.

4.1.1 Verordnung über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken

Das Kernenergiegesetz vom 21. März 2003 (KEG) und die Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV), die am 1. Februar 2005 in Kraft getreten sind, sehen keine gesetzliche Laufzeitbeschränkung für bestehende Kernkraftwerke vor. Diese können somit betrieben werden, solange sie sicher sind. Es genügt aber 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. Wegen des Verzichts auf eine Befristung der Betriebsbewilligung der Kernkraftwerke 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 in Art. 44 Abs. 1 KEV festgelegt. Die drei Kriterien sind: Die Kernkühlbarkeit bei Störfällen, die Integrität des Primärkreislaufes und die Integrität des Containments. Für die Kernkühlbarkeit bei Störfällen wird vor allem die Auslegung der Werke nach nationalen oder nach internationalen Ereignissen auf Fehler hin überprüft. Bei der Integrität des Primärkreislaufes wurden in der Verordnung die minimale Zähigkeit des Reaktordruckbehälterstahls sowie Mindestwandstärken von Druckbehältern und von Rohren festgelegt. Darüber hinaus dür-

fen keine Wand durchdringenden Risse im Primärkreislauf auftreten. Bei der Integrität des Containments wird ebenfalls eine Mindestwandstärke der Stahldruckschale (Primärcontainment) vorgeschrieben, und die maximale Grösse von Rissen und Abplatzungen auf der Betonoberfläche (Sekundärcontainment) wird ebenfalls festgelegt. Diese Verordnung wird voraussichtlich in der ersten Jahreshälfte 2008 in Kraft treten.

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

Ein Grundsatz der nuklearen Sicherheit für Kernanlagen besteht darin, dass Vorsorge gegen eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb und bei Störfällen getroffen werden muss. Diese Vorsorge beinhaltet Schutzmassnahmen nach international anerkannten Grundsätzen. Die Anforderungen an den Schutz gegen Störfälle werden in Art. 8 Abs. 2 und 3 KEV konkretisiert. Dort werden die Störfälle mit Ursprung innerhalb und ausserhalb der Anlage genannt, gegen die Schutzmassnahmen zu treffen sind. Der ausreichende Schutz gegen Störfälle ist mittels einer Störfallanalyse nachzuweisen. Dafür sind gemäss Art. 8 Abs. 6 KEV vom Departement spezifische Gefährdungsannahmen und Bewertungskriterien in dieser Verordnung festzulegen. Die Verordnung wurde fristgerecht erstellt und in die Ämterkonsultation gegeben. Die KSA war in ihrem Kommentar der Meinung, dass der Entwurf den Auftrag nach Art. 8 Abs. 6 KEV nicht erfüllt, da die allgemein gehaltenen Regelungen des Entwurfs der Absicht, diese von Richtlinien- auf Verordnungsstufe anzuheben, nicht gerecht werden würden. Diese Verordnung wird deshalb einer Überarbeitung unterzogen und soll zu einem späteren Zeitpunkt in Kraft treten. Neu sollen nun auch die methodischen Aspekte in den Bereichen Erdbeben, Flugzeugabsturz und weitere extern auslösende Vorkommnisse aufgenommen wer-

den. Nach einer erneuten Vernehmlassung bei den Betreibern der Kernkraftwerke ab 30.06.2008 ist geplant, eine überarbeitete Version dieser Verordnung bis Ende 2008 in Kraft zu setzen.

4.1.3 Verordnung über die Gefährdungsmaßnahmen und Sicherungsmassnahmen für Kernanlagen und Kernmaterialien

Die Anforderungen an die Sicherung basieren auf dem von der Schweiz unterzeichneten Kernwaffensperrvertrag, dem Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und den Empfehlungen der IAEA von 1999 über den physischen Schutz von Kernmaterialien und Kernanlagen (INFCIRC 225 Rev. 4), welche international gültige Standards für den Objektschutz berücksichtigen.

Das KEG und die KEV enthalten die grundlegenden Bestimmungen für die Sicherung von Kernanlagen und Kernmaterialien. Artikel 9 KEV umschreibt die grundsätzlichen Anforderungen an die Sicherung. Danach 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. Bei den baulichen Sicherungsmassnahmen handelt es sich insbesondere um den Durchfahrtschutz, den Perimeter und Betonschranken, welche unterschiedliche Stärken aufweisen. Bei den technischen Sicherungsschranken geht es im Wesentlichen um Zutrittskontroll-, Detektions-, Alarmmanagement- und Visualisierungssysteme. Die organisatorischen und administrativen Sicherungsmassnahmen betreffen vor allem die Belange der Betriebswachen und den Einsatz der kantonalen Polizei, aber auch Zutritts- und Interventionsprozeduren. Nach Artikel 9 Absatz 3 KEV hat das Eidgenössische Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation die Grundsätze für die Gefährdungsannahmen und die Sicherungsmassnahmen in einer Verordnung festzulegen. Im Verordnungsentwurf werden die Schutzziele definiert, welche eingehalten werden müssen sowie die allgemein gültigen Anforderungen an die Gefährdungsannahmen und die Sicherungsmassnahmen festgelegt. Des Weiteren wird die Zusammenarbeit mit den Nachrichtendiensten und der Nationalen Alarmzentrale definiert. Die Verordnung sollte in der ersten Jahreshälfte 2008 in Kraft treten.

Die der Sicherung zugrunde gelegten konkreten Gefährdungsannahmen und detaillierten Anforderungen

an Sicherungsmassnahmen sind in einer als geheim klassifizierten Richtlinie festgelegt. Sie enthält unter anderem Angaben über Angriffsmöglichkeiten und Angriffsmittel, mit denen im Sabotagefall zu rechnen ist. Die Erfüllung der konkreten Sicherungsmassnahmen ist im Sicherheitsbericht, der für jede Anlage besteht und periodisch überprüft wird, nachzuweisen. Sie bleiben aus nahe liegenden Gründen ebenso klassifiziert und sind der Öffentlichkeit nicht zugänglich.

4.1.4 Stilllegungs- und Entsorgungsfondsverordnung

Der Bundesrat hat am 7. Dezember 2007 die Stilllegungs- und Entsorgungsfondsverordnung verabschiedet. Sie ist am 1. Februar 2008 in Kraft. Die bisherigen Verordnungen und Reglemente des Stilllegungsfonds für Kernanlagen und des Entsorgungsfonds für Kernkraftwerke werden zu einer einzigen Verordnung zusammengeführt. Es bestehen jedoch weiterhin zwei getrennte Fonds. Wichtigste Neuerungen sind die Erhöhung der angenommenen Betriebsdauer der Kernkraftwerke von 40 auf 50 Jahre und die Festlegung einer Beobachtungsphase von 50 Jahren für geologische Tiefenlager für radioaktive Abfälle als Berechnungsgrundlage für die Fondsbeiträge sowie die Vorgabe einer Anlagerendite und Teuerungsrate.

4.2 Teilrevision von Verordnungen des Strahlenschutzrechtes

4.2.1 Strahlenschutzverordnung

Der Bundesrat hat auf den 1. Januar 2008 die revidierte Strahlenschutzverordnung in Kraft gesetzt. Die Teilrevision betrifft sämtliche Aufsichtsgebiete: Natürliche Radioaktivität, Medizin, Industrie und Kernanlagen. Neben Anpassungen an bestehende EU-Richtlinien zum Strahlenschutz und betreffend Personenfreizügigkeit wurden verschiedene Verfahrensabläufe vereinfacht und einzelne Bereiche dereguliert. Entwicklungen der Technik und Wissenschaft ermöglichen veränderte oder vollständig neue Anwendungen, die ebenfalls berücksichtigt wurden.

Folgende Änderungen sind hervorzuheben: Anpassung der Anforderungen an Sachkunde und Sachverstand, Grundlage zur Einführung eines Aus- und Fortbildungsregisters, Vereinfachung und Deregulierung der Bewilli-

gungsverfahren zur Durchführung von physiologischen Untersuchungen sowie klinischen Versuchen mit Radiopharmazeutika, Einführung von diagnostischen Referenzwerten, Schaffung der rechtlichen Grundlage für die Radondatenbank, Möglichkeit der Anwendung von Zonentypen statt Arbeitsbereichen für einzelne Anlagen, Reduktion der Schwelle für die jährliche Meldung von hoch radioaktiven Strahlenquellen, neuer Anhang mit Dosisfaktoren für Wolken- und Bodenstrahlung. Ganz allgemein wird durch die erhöhte Gewichtung der Eigenverantwortung der Betriebe für den Strahlenschutz im Anwendungsbereich von medizinischen Röntgenanlagen mit niedrigen Personendosen (z.B. Zahnmedizin) und die Konzentration der Aufsicht im Anwendungsbereich mit potenziell hohen Personendosen (z.B. Computertomographie, Strahlentherapie) eine Reduktion des Verwaltungsaufwands und ein verbesserter Schutz bei den risikoreichen Anwendungen ionisierender Strahlung erreicht.

Wie die EU-Richtlinien basiert auch die schweizerische Strahlenschutzgesetzgebung auf den Empfehlungen der internationalen Strahlenschutzkommission. Diese hat kürzlich neue Empfehlungen verabschiedet. Die Anpassung der schweizerischen Strahlenschutzgesetzgebung hin zu einer vollständigen EU-Kompatibilität soll erst nach Inkrafttreten der revidierten EU-Richtlinien mit Zeithorizont 2010 angestrebt werden.

4.2.2 Dosimetrierverordnung

Vor allem in der Nuklearmedizin werden Nuklide verwendet, zu denen es noch keine verbindlichen Datenblätter für die Inkorporationsüberwachung gab. Bei der Revision der Dosimetrierverordnung handelt es sich im Wesentlichen um eine Erweiterung um 17 neue nuklidspezifische Datenblätter zur Überwachung der Inkorporation.

4.2.3 Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung

Auf Grund der über die letzten Jahre gesammelten Erfahrungen bestand Bedarf für eine Revision der Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung. Von Bedeutung sind Entwicklungen der Technik und Wissenschaft, welche Änderungen bei bisherigen Anwendungsbereichen bewirken oder vollständig neue Anwendungen ermöglichen. Im Umbruch befindet sich auch die Bildungslandschaft in der Schweiz. Das neue Berufsbildungs-

gesetz (BBG) und das zukünftige Medizinalberufegesetz (MedBG) haben Rückwirkungen auf die Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung, da die meisten Absolventen die Strahlenschutzausbildung im Rahmen einer Berufsausbildung, eines Studiums oder einer Weiterbildung zur Erlangung des Facharztstitels absolvieren. Mit einer Totalrevision der Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung soll zugewartet werden, bis die massgeblichen Verordnungen des BBG und das MedBG in Kraft sind. Dazu sind auf den 1. Januar 2008 einige kleine Änderungen in Kraft getreten.

4.2.4 Jodtabletten-Verordnung

Es hat sich gezeigt, dass beim Schweizerischen Heilmittelinstitut Swissmedic mit der Verantwortung für die Versorgung der Schweizer Bevölkerung und der Zulassung von Kaliumiodidtabletten ein potenzieller Interessenkonflikt besteht. Die beteiligten Stellen (BAG, Swissmedic und die Armeepothek) haben deshalb beschlossen, dem Bundesrat eine Änderung der Verordnung zu beantragen, die dieses Risiko aus der Welt schaffen soll. Die Verantwortung für die vorsorgliche Verteilung der Jodtabletten wird der Armeepothek übertragen. Das BAG bleibt für die Jodtabletten-Verordnung sowie für Anträge zu deren Änderung zuständig. Bei Swissmedic verbleibt die Verantwortung für die Zulassung der Kaliumiodidtabletten als Arzneimittel. Die Modalitäten der Verteilung und Abgabe im Ereignisfall in der Zone 3 wurden zum Vorteil der vollziehenden Kantone erleichtert. Konkret ist denkbar, dass zum Beispiel die Kantone die Tabletten selber aktiv verteilen (Bringprinzip) oder damit Verteilorganisationen beauftragen. Im Anhang zur Jodtabletten-Verordnung werden wie bisher die Gemeinden der Zonen 1 und 2 aufgelistet. Die Liste wurde auf Grund von in der Zwischenzeit erfolgten Gemeindefusionen aktualisiert. Die Änderungen in der Jodtabletten-Verordnung sind am 1. Februar 2008 in Kraft getreten.

4.3 Revision aller Richtlinien der HSK

2005 ist das Kernenergiegesetz (KEG) in Kraft getreten. Es zwingt die HSK dazu, ihr gesamtes Regelwerk zu revidieren und neu aufzubauen. Basierend auf einem für diesen Zweck verfassten Umsetzungskonzept sind 2007 zwei Richtlinien von der HSK verabschiedet worden. Es sind dies die folgenden Richtlinien:

4.3.1 Richtlinie HSK-B05 «Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle»

Im Februar 2007 ist die erste Richtlinie nach neuem Umsetzungsplan von der HSK verabschiedet worden. Diese Richtlinie regelt nicht nur die Konditionierung radioaktiver Abfälle, sondern auch das Verfahren zur Erlangung von Einzel- oder Typengenehmigungen. Die Anforderungen an die Konditionierung von radioaktiven Abfällen waren bereits unter der alten Atomgesetzgebung durch die Richtlinie HSK-R-14 geregelt gewesen. Die neue Richtlinie hatte wegen organischen Stoffen in radioaktiven Abfällen grosses Medienecho hervorgerufen. Die HSK hat deshalb nicht nur den nun üblichen Erläuterungsbericht zur Richtlinie ins Internet gestellt, sondern auch eine Hintergrundinfo. Die zwei Dokumente können zusammen mit der Richtlinie auf der Website www.hsk.ch in der Rubrik rechtliche Basis eingesehen werden.

4.3.2 Richtlinie HSK-B11 «Notfallübungen»

Die neue Richtlinie ersetzt die frühere Richtlinie HSK-R-45 «Planung und Durchführung von Notfallübungen im Bereich der schweizerischen Kernanlagen». Sie legt Ziel, Zweck und Beübte für die einzelnen Übungstypen fest. Neben der rein technischen Problemlösung sind auch die Orientierungs- und Informationstätigkeiten nach innen und aussen sowie die Aufgaben der mit Sicherheitsbelangen betrauten Organe zu berücksichtigen. Die Richtlinie enthält Vorgaben zur Vorbereitung, Durchführung und Auswertung der Notfallübungen. Sie gibt zudem vor, welche Kernanlage wann welchen Übungstyp zu trainieren hat.

4.4 Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSIG)

Am 22. Juni 2007 verabschiedeten die Eidgenössischen Räte das Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSIG); die Referendumsfrist ist am 11. Oktober 2007 unbenutzt abgelaufen. Die heutige Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) ist als Aufsichtsbehörde des Bundes auf dem Gebiet der Kernenergie administrativ ein Teil des Bundesamtes für Energie (BFE). Mit diesem Gesetz wird die HSK rechtlich verselbstständigt und unter der Bezeichnung

Eidgenössisches Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSI) in eine öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes überführt. Das ENSI wird die gleichen Aufgaben haben, die heute von der HSK wahrgenommen werden.

Für die Führung des ENSI ist ein Organ mit Leitungs- und Steuerungsfunktion analog einem Verwaltungsrat verantwortlich. Dieses Organ, der so genannte ENSI-Rat, wählt die Geschäftsleitung des ENSI und legt die strategischen Ziele fest. Dazu gehören namentlich die zukünftigen Tätigkeitsschwerpunkte sowie die Personal- und Ressourcenplanung. In einem ersten Schritt wurden die den ENSI-Rat betreffenden Bestimmungen des ENSIG auf den 1. Januar 2008 in Kraft gesetzt. Bereits im Jahr 2007 wurden die Vertreter des ENSI-Rats gewählt. Damit können die Vorbereitungen getroffen werden, die für den Übergang der HSK ins ENSI auf Anfang 2009 erforderlich sind.

4.5 Integrierte Aufsicht

Das Umfeld der Kernenergie in der Schweiz hat sich in den vergangenen Jahren verändert. Die von der HSK beaufsichtigten Anlagen werden mit höherer Leistung und kürzeren Stillstandszeiten betrieben als ursprünglich geplant. Sie werden laufend modernisiert. Die Betriebsdauer der Kernkraftwerke soll über die ursprünglich vorgesehenen 40 Jahre ausgedehnt werden. Die Eigentumsverhältnisse wandeln sich. Der Elektrizitätsmarkt wird internationalisiert und soll auch in der Schweiz in zwei Stufen liberalisiert werden. Die gesetzlichen Grundlagen für die Bewilligung von Kernanlagen, die Aufsicht über die Kernanlagen sowie der Zugang der Öffentlichkeit zu Dokumenten der Bundesverwaltung sind vollständig neu aufgebaut worden.

Damit die Aufsicht über die Schweizer Kernanlagen mit den Anforderungen der Zeit Schritt hält, setzt die HSK die umfassende Erneuerung ihres Aufsichtskonzepts fort. Die übergeordnete Zielsetzung besteht darin, die nukleare Sicherheit wirksam zu gewährleisten, die Wahl der Mittel ausgewogen vorzunehmen und ihre Entscheidungen bei der Bewertung der nuklearen Sicherheit und der Anordnung von Massnahmen nachvollziehbar gegenüber den Bewilligungsinhabern und der Öffentlichkeit zu begründen. Die HSK nennt den neuen Ansatz «Integrierte Aufsicht». Kennzeichnend dafür ist eine konsequente Systematisierung aller Aufsichtsprozesse. Im Zuge dieser Systematisierung werden historisch gewachsene Unterschiede kritisch hin-

terfragt. Im Zentrum der integrierten Aufsicht steht ein neues System zur systematischen Bewertung der nuklearen Sicherheit. Die Ergebnisse für das Jahr 2007 sind im Aufsichtsbericht 2007 dargestellt. 2007 wurden die von der HSK durchgeführten Inspektionen, die von den Kernanlagen gemeldeten Vorkommnissen sowie, in anonymisierter Form, die Ergebnisse der Prüfungen des zulassungspflichtigen Personals der Kernanlagen ausgewertet. Damit wird für jeden Inspektionsgegenstand, für die sicherheitsrelevanten Aspekte der einzelnen Vorkommnisse und die Zulassungsprüfungen sichtbar gemacht, welche Bedeutung diese im Rahmen der Sicherheitsvorsorge der betreffenden Kernanlage haben. Klare, einheitliche Bewertungsmaßstäbe und Vorgaben zum behördlichen Vorgehen stellen sicher, dass jede festgestellte Schwachstelle zu einer Forderung der HSK führt und die HSK die Erfüllung dieser Forderungen überwacht. Die HSK passt ihre Richtlinien an die neuen gesetzlichen Grundlagen so an, dass die Kernanlagen über ihr Betriebsgeschehen in Zukunft in einer auf die systematische Sicherheitsbewertung abgestimmten Weise berichten. Die Vorgaben für die Meldung von Vorkommnissen und die periodische Berichterstattung wurden aktualisiert und die betreffenden Richtlinienentwürfe 2007 in die öffentliche (Internet), externe Vernehmlassung gegeben. 2007 wurden die Grundlagen geschaffen für den ab 2008 erfolgenden Einsatz von so genannten Werksinspektoren. Die Werksinspektoren werden einerseits die Präsenz der HSK in den Kernkraftwerken verstärken, andererseits werden sie eine Schlüsselrolle bei der praktischen Umsetzung der integrierten Aufsicht innehaben. Die Umsetzung der integrierten Aufsicht beeinflusst nicht allein die Arbeitsweise der HSK, sondern auch diejenige der Kernanlagen. Indem die Aufsichtsbehörde ihre Aufmerksamkeit systematisch auf die einzelnen Ebenen der gestaffelten Sicherheitsvorsorge richtet, auf die einzelnen Schutzziele, auf die Integrität der einzelnen Barrieren, auf Auslegungsvorgaben, Betriebsvorgaben, den Zustand und das Verhalten der technischen Anlage und nicht zuletzt auf den Zustand und das Verhalten von Mensch und Organisation, lenkt sie auch die Aufmerksamkeit der Betreiber von Kernanlagen systematisch auf diese Bereiche. Das wird sich auch auswirken auf die Art und Weise, wie die Betreiber selbst die Sicherheit ihrer Anlagen bewerten, namentlich im Rahmen der gesetzlich verlangten systematischen Sicherheitsbewertungen und der periodischen Sicherheitsüberprüfungen. Die integrierte Aufsicht fördert damit eine kohärente Auffassung von nuklearer Sicherheit bei Behörden und Be-

treibern. Die HSK will die Struktur der systematischen Sicherheitsbewertung zusätzlich nutzen, um die Öffentlichkeit präzise und nachvollziehbar über die Sicherheit der Schweizer Kernanlagen zu informieren.

4.6 Kernenergiehaftpflichtgesetz

Der Bundesrat hat am 8. Juni 2007 die Botschaft zur Totalrevision des Kernenergiehaftpflichtgesetzes (KHG) zuhanden des Parlaments verabschiedet. Hauptpfeiler der Revision sind die Verbesserung des Opferschutzes durch die Erhöhung der Deckungssumme von bisher 1 Milliarde auf 1.8 Milliarden Franken sowie die Anpassung des KHG an die internationalen Übereinkommen von Paris und Brüssel im Bereich der Kernenergiehaftung.

Auch im revidierten KHG gilt weiterhin der Grundsatz, dass für Schäden, die durch eine Kernanlage oder durch Transporte von Kernmaterialien entstehen, ausschliesslich der Inhaber der Anlage mit seinem ganzen Vermögen und unbegrenzt haftet. Seine Haftpflicht muss der Inhaber der Kernanlage durch die obligatorische Haftpflichtversicherung decken. Mit der Revision des KHG soll die Deckungssumme pro Kernanlage von bisher 1 Milliarde auf 1.8 Milliarden Franken zuzüglich 10% für Zinsen und Verwaltungskosten erhöht werden. Dazu muss der Inhaber der Kernanlage beim Schweizer Nuklear-Versicherungspool eine Versicherung mit einer Deckungssumme von mindestens 1 Milliarde Franken zuzüglich 100 Millionen Franken für Zinsen und Verfahrenskosten (total: 1.1 Milliarden Franken) abschliessen. Der Bund versichert die Differenz zwischen dieser privaten Versicherungsdeckung und 1.8 Milliarden Franken sowie die von der privaten Versicherungsdeckung ausgeschlossenen Risiken (z.B. ausserordentliche Naturkatastrophen, Krieg oder terroristische Gewaltakte ab 500 Mio. Franken). Der Bund erhebt dafür von den Haftpflichtigen Prämien, die dem Nuklearschadensfonds gutgeschrieben werden.

Die Revision des KHG bildet die Voraussetzung für die Ratifikation der Anfang 2004 revidierten internationalen Übereinkommen von Paris und Brüssel im Bereich der Kernenergiehaftung. Durch die Ratifizierung der internationalen Übereinkommen gelten auch für die Schweiz die gleichen Voraussetzungen für Entschädigungsleistungen sowie die gleichen verfahrensrechtlichen Vorschriften wie in allen Unterzeichnerstaaten. Dies bringt eine wesentliche Vereinfachung der Ent-

schadigungsverfahren, falls von einem nuklearen Unfall im Ausland auch Opfer in der Schweiz betroffen wären.

Die Botschaft ist im Internet einsehbar unter: www.admin.ch/ch/d/ff/2007/5397.pdf). Es ist noch ungewiss, wann das neue Kernenergiehaftpflichtgesetz in Kraft treten wird.

5. Strategie und Ausblick

Die Resultate der regulatorischen Sicherheitsforschung, der internationale Erfahrungsaustausch und die Erkenntnisse aus Vorkommnissen in ausländischen Kernanlagen bilden eine wichtige Basis für die stetige Weiterentwicklung von Regelwerk und Aufsichtsstrategie.

Die von der HSK unterstützten Forschungsprojekte tragen auf verschiedene Weise zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit bei. Neben der direkten Berücksichtigung der Forschungsergebnisse im Regelwerk wird das Fachwissen der HSK erweitert und bleibt auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Die HSK erhält Zugang zu internationalen Datenbanken mit Störfallursachen, -verläufen und -häufigkeiten und ist im stetigen Kontakt mit ausgewiesenen Experten auf dem Gebiet der Sicherheitsforschung. Die HSK verbessert damit ihre Fachkompetenz für die Überwachung der Kernanlagen, für die Beurteilung der Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers sowie für Unfallbeherrschungsstrategien und die Notfallplanung. Nicht zuletzt unterstützt die Finanzierung von Forschungsprojekten die Nachwuchsförderung im nuklearen Sektor.

Einige aktuelle Entwicklungen, die die Thematik des vorliegenden Erfahrungs- und Forschungsberichts betreffen, werden im Folgenden kurz erläutert:

Die HSK hat in 2007 ihre Forschungsstrategie überarbeitet und verfolgt nun deren Umsetzung. Die Strategie hat zum Ziel, die Auswahl der zu unterstützenden Forschungsprojekte und Forschungsinstitutionen sowie die Nutzung der gewonnenen Erkenntnisse so zu steuern, dass ein möglichst grosser Beitrag zur nuklearen Sicherheit resultiert. Als zukünftige Herausforderungen stehen dabei der Know-how-Erhalt in der Kernenergiebranche, die Betriebsdauerverlängerungen und der mögliche Ersatz der bestehenden Werke sowie der Sachplan für geologische Tiefenlagerung im Vordergrund. Dementsprechend hat die HSK in ihrer Strategie die Prioritäten gesetzt.

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 als Ergänzung aber auch durch die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist die HSK nach wie vor hervorragend international vernetzt.

Thematisch werden die Schwerpunkte für den Forschungsbereich Reaktorsicherheit auf Alterungsmechanismen sowie auf Sicherheits- und Zuverlässigkeitsanalysen gelegt. Neben den laufenden Projekten zur Spannungsrissskorrosion (KORA) und zur bruchmechanischen Werkstoffprüfung wird ein neues Projekt zu den Themen Materialversprödung und thermomechanischer Ermüdung lanciert. Ausserdem sollen Korrosionsvorgänge am Containment untersucht werden. Bei den Sicherheitsanalysen werden die Aktivitäten im Bereich behördliche Codeentwicklung verstärkt, zudem sind Zuverlässigkeitsanalysen von passiven Sicherheitssystemen bei Kernkraftwerken der Generation III geplant.

Auf dem Gebiet des Strahlenschutzes werden primär die langjährigen Arbeiten zu den Themen Dosimetrie und Radioanalytik weitergeführt.

Bei der Entsorgung von radioaktivem Abfall steht nach wie vor die Untersuchung von Tongesteinen im Zentrum. Die HSK beabsichtigt aber, sich auch in anderen Entsorgungsthemen, wie zum Beispiel Organika in radioaktiven Abfällen und Überwachungskonzepten des Pilotlagers, zu engagieren. Projekte, die die Organisation und die Sicherheitskultur betreffen, werden ebenfalls an Bedeutung zunehmen. Dabei soll unter anderem der Einfluss von Vorschriften auf die Sicherheit untersucht und Werkzeuge für Inspektionen von menschlichen und organisatorischen Faktoren entwickelt werden.

Es wurde zudem erkannt, dass die HSK ihre Interessen nicht nur formulieren, sondern bei der konkreten Auswahl und Zielsetzung der einzelnen Forschungsprojekte auch verstärkt wahrnehmen muss. Entsprechende Konzepte wurden bereitgestellt. Des Weiteren soll das im Rahmen der Forschung gewonnene Wissen besser zugänglich gemacht und verteilt werden. Es ist unter anderem geplant, Sitzungen und Kolloquien zu aktuellen Forschungsthemen durchzuführen. Ausserdem sollen die internationalen Forschungsaktivitäten verfolgt und relevante Publikationen gesichtet und verteilt werden.

Im Jahr 2008 werden die Vorbereitungen getroffen, die für den Übergang der HSK ins ENSI auf Anfang 2009 erforderlich sind. Das für die strategische Führung des ENSI zuständige Organ, der so genannte ENSI-Rat, wurde gewählt und die diesbezüglichen Bestimmungen des ENSIG auf den 1. Januar 2008 in Kraft gesetzt. Damit können die notwendigen organisatorischen und strategischen Schritte getätigt werden, die für den operati-

onellen Start des ENSI, am 1. Januar 2009, notwendig sind. Dazu gehören namentlich die zukünftigen Tätigkeitsschwerpunkte sowie die Personal- und Ressourcenplanung.

Die begonnene Überarbeitung des Verordnungs- und Richtlinienwerks wird in 2008 weitergeführt und beansprucht auch künftig grosse Ressourcen. Neben den voraussichtlich in Kapitel 4 beschriebenen Verordnungen sollen weitere Richtlinien in Kraft gesetzt werden.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

KORA	71
DIAGNOSTIK-II	87
Bruchmechanik	103
STARS	109
MSWI	133
Code Assessment Program for MELCOR 1.8.6	151
Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung	163
Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung	169
Mont Terri	175
Human Reliability Analysis	183
Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW	193
OECD Halden Reactor Project	205

Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials

Authors and Co-authors	H.P. Seifert, S. Ritter, 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://lww.web.psi.ch/lww/projects_cs.shtml
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 preliminary results:

Sub-project-I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels: Both under BWR/NWC or BWR/HWC and PWR conditions, relevant environmental acceleration of fatigue crack growth occurs in all investigated low-carbon and stabilized stainless steels at loading frequencies ≤ 0.1 Hz and can be sustained down to the lowest investigated loading frequencies of $3E-6$ Hz. The environmental enhancement increases with decreasing loading frequency and ΔK and increasing temperature. Material and environmental parameters usually only have little effect. 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 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 corrosion fatigue crack growth in the time-domain in different austenitic stainless steels can be described with reasonable accuracy by a single curve for BWR/NWC or PWR and BWR/HWC conditions, respectively. The time-domain analysis is therefore the best way to develop modified fati-

gue crack growth curves in case of environmental effects.

Sub-project-II – Detection of SCC Initiation by Electrochemical Noise (EN) Measurements: The SCC initiation experiments with independent on-line crack growth monitoring by the reversed direct current potential drop method clearly indicated that early SCC detection by EN might be possible under stable and stationary lab conditions. Individual small intergranular semi-elliptical surface flaws with a surface crack length and crack depth in the range of about $150 \mu\text{m}$ may be detected by EN measurements. However, only crack initiation and the subsequent surface or near surface growth may be detected by EN measurements in high-purity water with very low conductivity. 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.

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.

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 (22 to 38 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) 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 – 08) 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 2007

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

Sub-project-I:

- Summary report on literature survey (February 2007) [4].
- Termination of task I (environment), II (material) and III (loading) for BWR/NWC and HWC conditions.

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 EN technique for the early detection of intergranular SCC initiation in sensitized stainless steels under BWR/NWC conditions.	25 %
SP-IIIa	– SCC crack growth in Alloy 182 weld metal under BWR and PWR conditions (ICG-EAC-Round Robin)	25 %
SP-IIIb	– SCC crack growth in an Alloy 182-SA 508 Cl. 2 dissimilar metal weld (collaboration with Tohoku University)	

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

- Modification of two high-temperature water loops for implementation of primary PWR water chemistry conditions (with boric acid and lithium hydroxide) in refreshment mode with sufficiently high autoclave exchange rate (> 4 times per hour) (October 2007).
- First corrosion fatigue experiments in simulated PWR primary coolant environment. Investigation of the effect of temperature.

Sub-project-II:

- Summary report on literature survey (January 2007) [5].
- Constant load/displacement and slow strain rate SCC initiation and short crack growth tests under BWR/NWC conditions with simultaneous EN and/or DCPD measurement.
- Finite Element calibration of DCPD for circular notched round tensile test specimens.
- Start of joint PSI/EMPA PhD thesis (Summer 2007).
- Performance of 2nd of ECG-COMON round robin test on qualification of electrochemical noise measurement systems.
- Organisation of «Corrosion Monitoring» workshop at the EUROCORR 2007 conference.

Sub-project IIIb:

- One long-term test under BWR/NWC conditions and chloride addition with dissimilar metal weld specimens with crack-planes perpendicular to the fusion line and crack-tips in the dilution zone of the weld metal.

Contributions to international conferences and journal publications:

- ICG-EAC 2007 Meeting in Taiwan [6 – 10].
- 13th International Conference on Environmental

Degradation of Materials in Nuclear Systems in Canada [11].

- ECG-COMON 2007 Meeting in Germany [12].
- 3 papers from the previous RIKORR-II in the Journal of Nuclear Materials [13 – 15].

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 (620 °C for 1, 9 or 24 hours) was mainly applied to the high carbon steels.

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

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.

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 RPV steel was investigated in a simulated dissimilar metal test weld, which was fabricated by HITACHI. Details on the two test welds can be found in [3].

2.2 Experimental Procedure

The EAC tests were performed in stainless steel autoclaves with integrated 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 , T, p, flow) were recorded continuously. The electrochemical corrosion potential (ECP) of the specimens and the redox potential (platinum probe) were continuously monitored with Cu/Cu₂O/ZrO₂-membrane electrodes. The crack advance was monitored using the reversed direct current potential drop (DCPD) method with a resolution limit of about 1 μm . The electrochemical potential (EPN) and current noise (ECN) signals were measured with a Gamry potentiostat. 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 corrosion fatigue crack growth investigations, air fatigue pre-cracked 12.5 mm thick 0.5 T C(T) specimens with 5 % side-grooves were used. Alternatively, notched 0.5 C(T) specimens with a sharp or blunt notch were used to study the EAC crack initiation,

e.g., in specific microstructure regions of the dissimilar metal weld. In case of the SCC initiation studies with simultaneous EN measurements, cylindrical specimens with a circular u- or v-notch or 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 dissolved hydrogen (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 400, 2000 or 8000 ppb was applied (ECP = ± 120 , ± 170 or ± 200 mV_{SHE}). In some case, mixtures of DO and DH were applied to check the results. Preliminary PWR tests were performed in high-purity water with a DH of 2.2 ppm at temperatures between 150 and 288 °C (ECP = -460 to -600 mV_{SHE}). All tests were performed under low-flow conditions (4 to 5 autoclave exchanges per hour) 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.

3. Results and Discussion

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

3.1.1 BWR/NWC Conditions

In the ΔK and load ratio range of 5 to 20 MPa·m^{1/2} and 0.5 to 0.8, relevant environmental acceleration of fatigue crack growth was observed in all investigated solution annealed or sensitized stainless steels at low loading frequencies ≤ 0.1 Hz under BWR/NWC conditions (Figure 1a). Below this frequency, the crack advance per fatigue cycle da/dN was increasing with de-

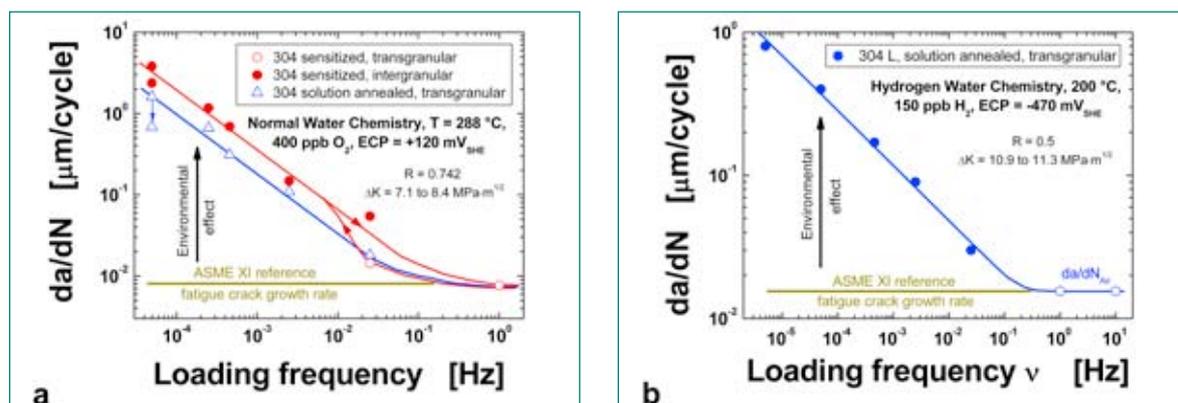


Fig. 1: Effect of the loading frequency on the cycle-based corrosion fatigue crack growth rate in a sensitized or solution annealed 304 stainless steel under BWR/NWC conditions (a) and in a solution annealed 304L stainless steel under BWR/HWC conditions (b).

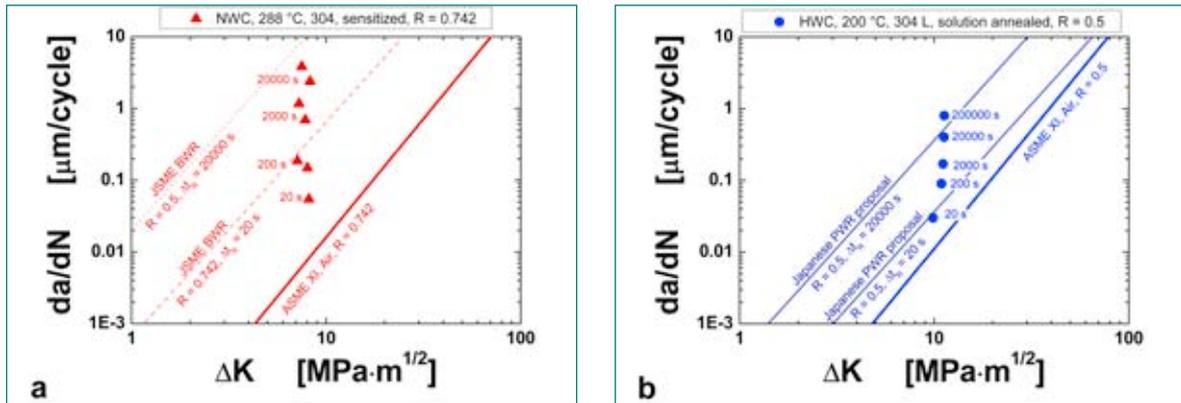


Fig. 2: Comparison of corrosion fatigue crack growth rates under BWR/NWC conditions with ASME XI and JSME BWR Code [16] (a) as well as under BWR/HWC conditions with ASME XI and Japanese PWR Code proposal [18] (b).

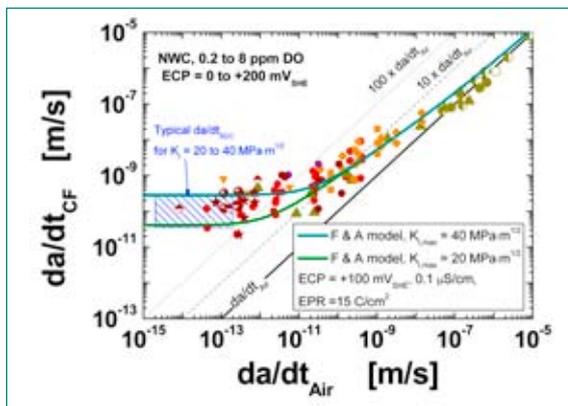


Fig. 3: Comparison of corrosion fatigue crack growth under simulated BWR/NWC conditions with predictions of the slip dissolution model of Ford & Andresen [17].

creasing loading frequency down to the lowest loading frequency tested ($3 \cdot 10^{-6}$ Hz).

The intergranular corrosion fatigue crack growth rates in the sensitized stainless steels were usually only slightly higher than the transgranular propagation rates in the corresponding heats in the solution annealed condition (Figure 1a). An increasing difference in corrosion fatigue crack growth rates between sensitized and solution annealed stainless steels appeared at very low loading frequencies ν or under periodical partial unloading conditions, when SCC contributions became significant in the sensitized materials. Similarly, chloride increased the corrosion fatigue growth rates only under these loading conditions, otherwise they were comparable to those in high-purity water. [3, 6]

Under BWR/NWC conditions, the current ASME XI fatigue crack growth curves for these materials were increasingly exceeded with decreasing loading frequencies below 0.1 Hz for all investigated stainless steels (Figure 2a). These curves are therefore not conservative under the corresponding loading and environment conditions.

The corrosion fatigue curves for stainless steels and BWR conditions in the corresponding Japanese JSME code [16] conservatively cover the observed corrosion fatigue crack growth rates under BWR/NWC conditions (Figure 2).

The extension of the slip dissolution model, originally developed by Ford and Andresen for SCC in stainless steels, to cyclic loading conditions [17] realistically describes the corrosion fatigue crack growth in stainless steels over a wide range of conditions (Figure 3). This indicates that this cracking mechanism might also be active for corrosion fatigue crack growth in stainless steels at high ECP.

3.1.2 BWR/HWC or PWR Conditions

In contrast to BWR/NWC at high ECP, the relevant acceleration of corrosion fatigue crack growth in stainless steels under BWR/HWC or PWR conditions at low ECP is rather surprising at a first glance. Similarly to NWC conditions, relevant environmental acceleration of fatigue crack growth was observed in all investigated solution annealed or sensitized stainless steels at low loading frequencies ≤ 0.1 Hz under BWR/HWC (Figure 1b) or PWR conditions up to high load ratios $R < 0.9$ and small $\Delta K \geq 3 \text{ MPa} \cdot \text{m}^{1/2}$. Below this frequency, the cycle-based crack advance per fatigue cycle da/dN increased with decreasing loading frequency down to the lowest loading frequency tested ($3 \cdot 10^{-6}$ Hz). In preliminary load shedding experiments a disappearance of the environmental acceleration was observed at high load ratios $R \geq 0.9$ and small $\Delta K < 3 \text{ MPa} \cdot \text{m}^{1/2}$ [19]. Further tests with smaller load steps are necessary to determine whether these values represent a true corrosion fatigue threshold behaviour. The load ratio R had very little effect on corrosion fatigue crack growth, but this might be different close to corrosion fatigue thresholds or in case of possible SCC contributions (for cold-worked stainless steels). Above

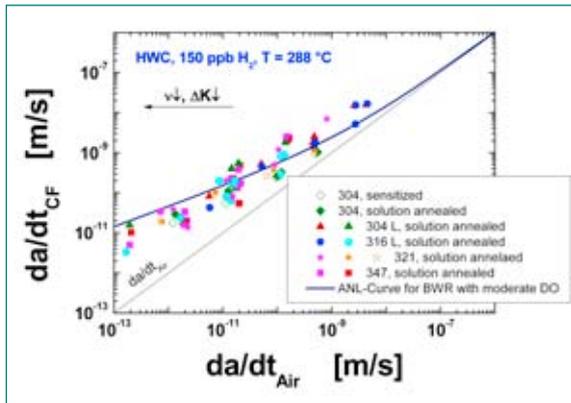


Fig. 4: Small effect of material parameters on corrosion fatigue in BWR/HWC environment.

the corrosion fatigue thresholds ΔK_{CF} , the cycle-based corrosion fatigue growth rates da/dN increased with increasing ΔK at intermediate ΔK levels according to a power law ($da/dN \propto \Delta K^m$). In this region, the effect of ΔK on corrosion fatigue crack growth was smaller than on fatigue crack growth in air (power law exponent m of ≈ 2.5 in water and 3.3 in air). Apart from the threshold region, ΔK , loading frequency ν and load ratio R effects were covered by a single curve in the time-domain. The environmental acceleration of fatigue crack growth thereby increased with decreasing ΔK and frequency ν and increasing temperature (Figures 4 to 7) [19]. Within the investigated parameter range under HWC or PWR conditions, no significant effect of the material conditions on corrosion fatigue crack growth was observed (Figure 4). Neither the heat treatment (sensitized vs. solution annealed) nor the carbon content (304 vs. 304 L), steel grade (304L vs. 316L, stabilized vs. non-stabilized), grain size, yield strength nor the product form (piping, rod, plate) had a relevant effect. It is expected that larger differences between materials may primarily

appear at low loading frequencies and close to stress intensity thresholds like ΔK_{CF} (R, ν). In another study from literature [20], cold work had also very little effect on corrosion fatigue crack growth. This is not unexpected, since a cyclic hardened plastic zone is also formed at the crack-tip in solution annealed steels under cyclic load. It is stressed that at very low loading frequencies, high load ratios or under periodical partial unloading conditions, cold work might result in higher rates because of possible SCC contributions in cold-worked stainless steels. Similarly, apart from temperature environmental parameters had no significant effect on corrosion fatigue crack growth under BWR/HWC and PWR conditions (Figures 5 and 6). The corrosion fatigue rates were very similar over the whole ECP range, which is of relevance for HWC (-500 to -200 mV_{SHE}) and PWR (-700 to -400 mV_{SHE}) conditions. Within the investigated parameter and ECP range, neither the DH, sulphate and chloride concentration nor the B/Li content [20, 21] had a relevant effect. A clear but moderate effect of temperature on corrosion fatigue crack growth was observed (Figure 7). The corrosion fatigue rates were increasing by a factor of 4 with increasing temperature from 150 to 288 °C. Under comparable loading conditions in air, the fatigue rates increased only by a factor of 1.3.

In the time-domain, the observed corrosion fatigue crack growth behaviour under BWR/HWC and PWR conditions are reasonably well predicted by the Bettis PWR [21] and Japanese PWR curves [18] or the moderate DO (200 ppb) curve developed by Argonne National Laboratory (ANL) for sensitized stainless steels in oxygenated high-temperature water [22] (Figures 4, 5 and 6). Under BWR/HWC or PWR conditions, the current ASME XI fatigue crack growth curves for stainless steels were increasingly exceeded with decreasing loading frequen-

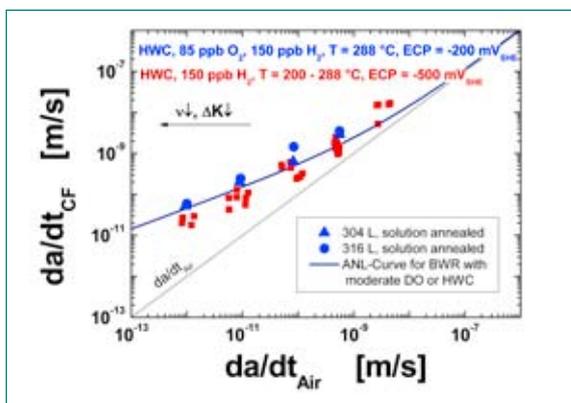


Fig. 5: Comparable corrosion fatigue crack growth rates over the full ECP range of HWC.

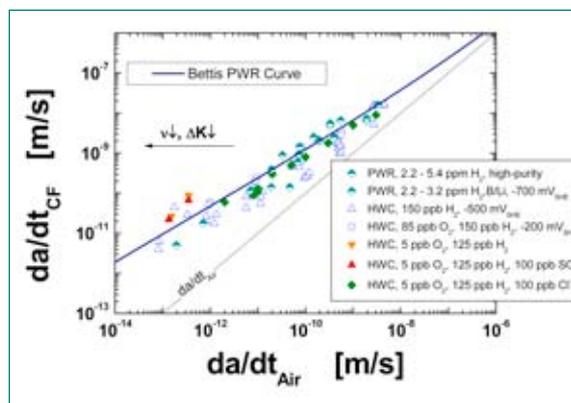


Fig. 6: Small effect of environmental parameters on corrosion fatigue crack growth in PWR or BWR/HWC environment (including literature data from [20, 21, 23]).

cies below 0.1 Hz for all investigated materials (Figure 2b). These curves are therefore not conservative under the corresponding loading and environment conditions. The corrosion fatigue curves for stainless steels suggested in [18] based on tests in simulated PWR environment at loading frequencies mostly $\geq 10^{-2}$ Hz realistically describe the observed corrosion fatigue crack growth rates under BWR/HWC or PWR conditions at PSI (Figure 6). In contrast to high ECP, the slip dissolution model developed by Ford & Andresen significantly underestimates the corrosion fatigue crack growth at low ECP under HWC or PWR conditions in its present form (Figure 8). This indicates that another mechanism might be operative under these conditions. The observed material and environmental parameter trends let us suppose that corrosion fatigue under these conditions might be somehow related to the higher general corrosion rate and less protective oxide film in these materials at low ECP [24].

3.1.3 NWC vs. HWC and PWR Conditions

Under comparable loading conditions, the corrosion fatigue crack growth rates under oxidizing BWR/NWC conditions were a factor of 2 to 4 higher than under BWR/HWC conditions at low ECP (Figure 9). At very low loading frequencies this difference may be higher because of possible SCC contributions, in particular in sensitized stainless steels (Figure 10). The mitigation effect of HWC or NMCA is thus less pronounced on corrosion fatigue than on SCC crack growth. In contrast to LCF initiation from smooth surfaces, where environmental reduction of fatigue life is much more pronounced at low ECP (HWC, PWR), the corrosion fatigue crack growth rates of long cracks are higher at high ECP, although the extent of environmental acceleration of fatigue crack growth is still very remarkable at low ECP [3, 6].

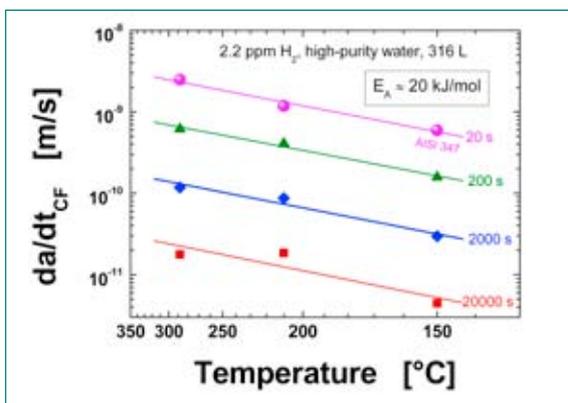


Fig. 7: Effect of temperature on corrosion fatigue crack growth (Arrhenius plot).

3.1.4 Summary of Interim Results and Conclusions

- Relevant environmental acceleration of fatigue crack growth occurs at loading frequencies ≤ 0.1 Hz and can be sustained down to the lowest investigated loading frequencies of $3 \cdot 10^{-6}$ Hz in BWR/NWC, BWR/HWC and PWR environment. The environmental enhancement increases with decreasing loading frequency and ΔK and increasing temperature.
- Both under BWR/NWC and under PWR or BWR/HWC conditions, there is usually little effect of material and environmental parameters. The environmental acceleration is comparable under HWC and PWR conditions and usually a factor of 2 to 4 lower than in oxidizing BWR/NWC environment.
- 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!
- The JSME BWR curve conservatively bounds the overwhelming part of corrosion fatigue data in simulated BWR/NWC environment. The Japanese PWR curve proposal reasonably predicts corrosion fatigue crack growth under PWR or BWR/HWC conditions.
- From an engineering point of view, the corrosion fatigue crack growth in the time-domain in different austenitic stainless steels can be described with reasonable accuracy by a single curve for BWR/NWC or 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 possible environmental effects.

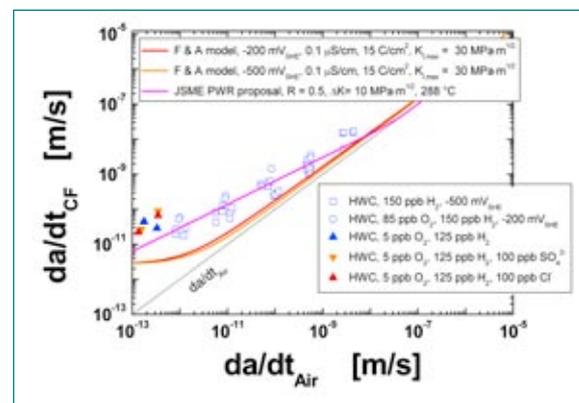


Fig. 8: Comparison of corrosion fatigue crack growth rates in PWR or BWR/HWC environment with predictions of the slip dissolution model of Ford & Andresen [17].

■ The slip dissolution model developed by Ford & Andreassen reasonably predicts corrosion fatigue crack growth under BWR/NWC conditions, but significantly underestimates it under BWR/HWC or PWR conditions. This indicates a different mechanism for corrosion fatigue at low ECP. The environmental enhancement of fatigue crack growth at low ECP might be related to the increased general corrosion rate and less protective oxide film at low ECP.

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

So far more than 20 SCC initiation tests with electrochemical potential noise (EPN) or simultaneous electrochemical current noise (ECN) and EPN measurements were performed in oxygenated high-temperature water (250/288 °C, 8 or 2 ppm DO, 100 or 50 ppb SO_4^{2-}). The initial tests were primarily used to optimize the cell configuration and shielding of the system, to select adequate noise measurement parameters (e.g., measurement frequency) and to identify system conditions (e.g., stress level) which cause intergranular SCC under constant load or strain rate. Solution annealed (1050 °C/30 min/water quenched; EPR ≤ 0.1 %) and furnace sensitized (620 °C/1 h, 9 h or 24 h; EPR = 1 %, 15 % or 22 to 28 %) AISI 304 grade stainless steels with a carbon content of 0.06 wt.% were used for these experiments. Slow strain rate tensile tests (SSRT) with an applied strain rate of $2 \cdot 10^{-7} \text{ s}^{-1}$, constant load (CL) tests with stepwise increase of stress level or combined SSRT-constant load tests with circular u- or v-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. The surface and in-depth cracking and the fracture mode of the specimens were then analyzed in the SEM after the test.

Additionally, first tests with 12.5 mm thick C(T) specimens with a sharp notch ($a = 0.1$ mm) were used to study the EAC initiation and subsequent growth under cyclic, slow rising and constant load with simultaneous EPN and crack length measurement by the DCPD method (Figures 10 and 11). Although there is a disturbance of the EPN signal by the DCPD, this effect could be reduced to an acceptable level. Therefore, similar tests were started with notched round tensile test specimens, where DCPD has a significantly higher resolution than in C(T) specimens. For that purpose, a detailed 2- and 3-D Finite Element calibration of the DCPD for circular u- and v-notched tensile specimens including plasticity effects was necessary [25].

The effect of the position (distance to surface) of the reference electrode in EPN measurements in very low conductivity electrolytes with very limited throwing power was investigated with a special facility during the research stay of Mr. Ritter at VTT. 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 [25].

The experiments, which were performed so far, clearly indicated that early SCC detection by EN might be possible under stationary lab conditions and revealed the following observations:

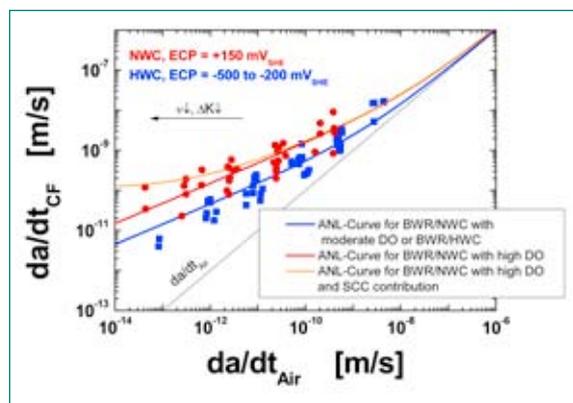


Fig. 9: Comparison of time-based corrosion fatigue crack growth rates da/dt_{CF} under BWR/ NWC and HWC conditions in a time-domain plot.

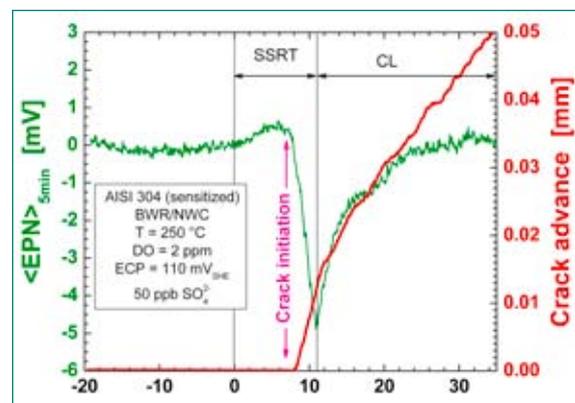


Fig. 10: Mean values of the potential noise (EPN) and crack advance measured by the DCPD method for combined SSRT/CL test with a sharply notched C(T) specimen. In contrast to SCC initiation and (near) surface crack growth, crack propagation > 30 to $50 \mu\text{m}$ in depth direction could not be detected by EN.

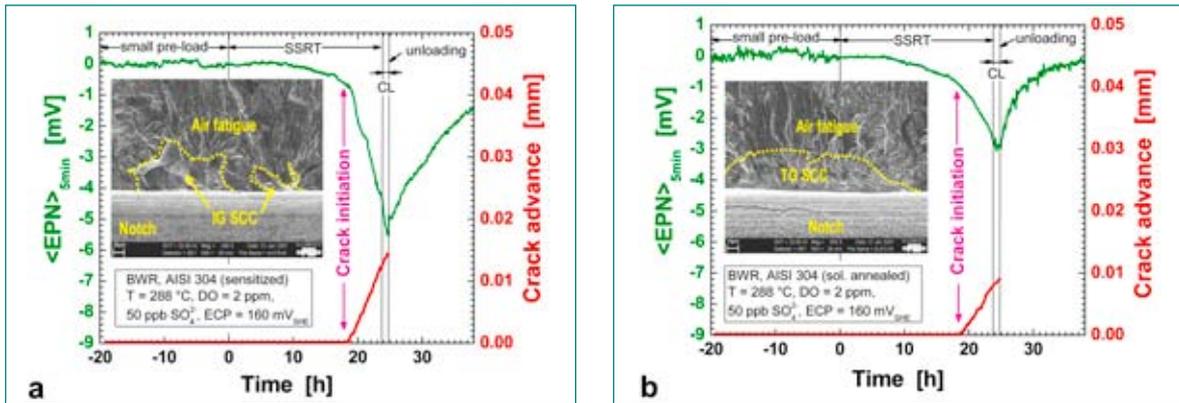


Fig. 11: Mean values of the potential noise (EPN) and crack advance measured by DCPD in a combined SSRT/CL test with a sharply notched C(T) specimen for a sensitized (a) and solution annealed (b) stainless steel with inter- and transgranular SCC.

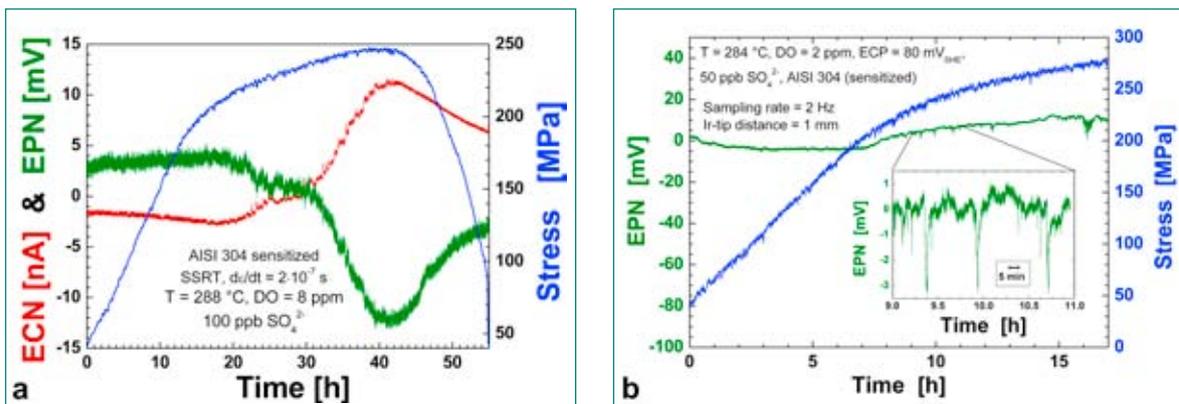


Fig. 12: Typical potential (EPN) and current noise (ECN) during a SSRT test with a sensitized stainless steel with intergranular SCC initiation (a). Individual EPN transients form local SCC initiation events in SSRT test with sensitized stainless steel (b).

In the sensitized stainless steels intergranular SCC was usually observed at nominal stress levels in the range of the high-temperature yield strength both under constant load or slow straining conditions in the investigated environment. In solution annealed specimens, transgranular SCC was observed in slow strain rate tests, which initiated at relevantly higher critical strains than in sensitized materials. The subsequent crack growth rates were relevantly lower as well. Similar EN signals were observed for intergranular and transgranular SCC initiation in sensitized and solution annealed stainless steels in high-temperature water, which indicates that the cracking mechanism involves similar electrochemical processes. Furthermore, a differentiation between inter- and transgranular SCC cracking will hardly be possible based on EN measurements solely.

The observed cathodic and anodic polarity of the potential and current signal changes/shifts during SCC initiation [3, 12, 25] suggest a SCC initiation mechanism, which involves local anodic dissolution, which would be in line with a slip dissolution mechanism (Figure 12a). In

SSRT tests, individual potential and current transients from single local film rupture/repassivation events related to SCC initiation could only be resolved in one test so far (Figure 12b). The superposition of the potential and current signals from possible multiple crack initiation sites at different locations at the notch ground and the surface crack growth of these crack nuclei under slow straining conditions with increasing plastic strain resulted in a continuous cathodic decrease of the potential and anodic increase of the current signal. A maximum/minimum in the current/potential signal was usually observed, when the ultimate tensile strength was reached and necking started. The increasing/decreasing current/potential signal might be related to an increasing film rupture frequency, number of surface crack nuclei or surface crack growth rate with increasing plastic strain. After coalescence of micro-cracks to a large main crack, which spreaded out over large parts of the circumference of the specimen, fast SCC crack growth in depth direction of the main crack with subsequent rapid ductile mechanical failure of the remaining

ligament was dominating. This part does not contribute to the measured EN signals and might explain the re-increase/re-decrease of potential/current signal after reaching the ultimate tensile strength.

SSRT 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 in the range of about 150 μm may be detected by EN measurements [12, 25].

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 (Figure 10). Therefore, only crack initiation and subsequent surface or near surface crack growth may be detected by EN measurements.

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 last year [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 2008. 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

In this sub-project, the SCC crack growth behaviour in the interface region between the bulk Alloy 182 weld and the unaffected RPV base material of a simulated dissimilar metal weld joint is investigated under simulated BWR/NWC conditions (oxygenated high-temperature water). The EAC crack initiation and growth is studied

parallel and perpendicular to the fusion line in different important microstructure regions. Thirteen 12.5 mm thick 0.5T C(T) and one 25 mm thick 1T C(T) specimens from the simulated Alloy 182-SA 508 Cl.2 test weld were investigated so far.

A detailed summary of the results and conclusions of these investigations was given in the 2006 annual KORA report [3]. Therefore, only the new results of the test with chloride are briefly shown in this report followed by a summary of the most important interim conclusions:

During this year, the SCC crack growth behaviour perpendicular to the fusion line in case of increased chloride impurity levels in the coolant, which may induce sustained, fast SCC in LAS, was investigated. For this reason, two sharply notched ($\rho = 0.1 \text{ mm}$) 12.5 mm thick 0.5 C(T) specimens with 5 % side grooves were exposed to oxygenated high-temperature water (288 $^{\circ}\text{C}$, 2 ppm DO) with 50 ppb of chloride. In both specimens, the crack plane was perpendicular to the fusion line and approximately parallel to the primary dendrite growth axis. The notch-tips were in the Alloy 182 dilution zone at a mean distance of 0.87 and 1.1 mm from the fusion line. The specimens were pre-cracked in the test environment at a small load ratio R of 0.0625 and a frequency ν of $3.57 \cdot 10^{-2} \text{ Hz}$. The applied loading conditions corresponded to a pseudo notch stress amplitude $\Delta\sigma = \Delta K/\sqrt{\rho}$ of 2250 MPa. Thereafter, to achieve a complete transdendritic \rightarrow interdendritic transitioning along the whole crack front and to evolve a plastic zone, which is characteristic for a growing SCC

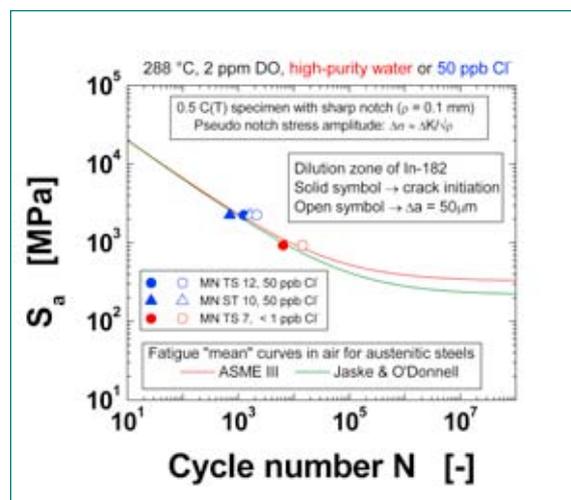


Fig. 13: Comparison of fatigue initiation in Alloy 182 dilution zone in oxygenated high-temperature water with ASME III air mean curve for austenitic steels.

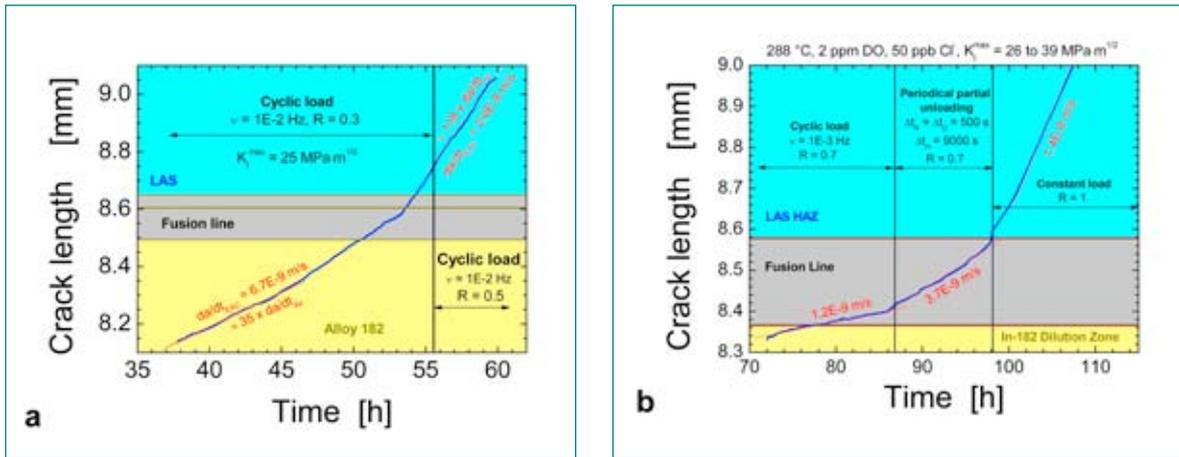


Fig. 14: Corrosion fatigue crack growth under cyclic (a) and SCC crack growth under static load through the fusion line into the adjacent LAS in case of increased chloride contents.

crack, a complex sequence of different cyclic, periodical partial unloading and constant loading phases was applied.

In agreement with the similar bulk metal Alloy 600 [26] and in contrast to LAS [28], no relevant environmental reduction of fatigue life was observed in the Alloy 182 dilution zone under BWR/NWC conditions with chloride contamination. This is exemplarily shown in Figure 13. Stationary «long crack» growth behaviour was briefly observed after crack initiation after a crack advance Δa of 200 and 300 μm , respectively. The trans- or mixed inter-/transdendritic corrosion fatigue crack growth rates parallel to the primary dendrite axis in the subsequent cyclic loading sequences were in a similar range as in previous investigations and significantly higher than the transdendritic corrosion fatigue rates perpendicular to this axis. Because of significant underestimation of the crack growth by the DCPD in spite of the finite element calibration, the fusion line was already reached during the cyclic loading phase in one of the two specimens and in contrast to high-purity water, the crack very easily crossed the fusion line under cyclic load and further propagated along a transgranular path in the LAS HAZ (Figure 14 a). The corrosion fatigue rates were thereby in the typical range for LAS under similar system conditions [16]. In the other specimen, a fast growing interdendritic SCC crack was achieved under periodical partial unloading close to the fusion line. The SCC rates in the Alloy 182 dilution zone with 50 ppb chloride were significantly higher than in high-purity water [7]. In contrast to high-purity water, this crack very easily crossed the fusion line straight forward on the same plane under periodical partial unloading and constant loading conditions with very minor cracking along the interface. In

the LAS HAZ and LAS base metal the crack was growing with an extremely high rate under constant load. The SCC rates were thereby in the typical range of similar PSI investigations with chloride impurities and homogeneous LAS specimens (Figure 15) [7].

It was thus clearly demonstrated by this test, that in contrast to high-purity or sulphate containing high-temperature water, a growing mixed trans-/interdendritic corrosion fatigue and interdendritic SCC crack in the Alloy 182 weld metal can very easily cross the fusion line under both cyclic or static load in case of chloride impurities in the reactor coolant.

The main conclusions of all experiments performed so far can be summarized as follows [3, 7]: The observed EAC cracking behaviour correlates excellently with the field experience, where SCC cracking was

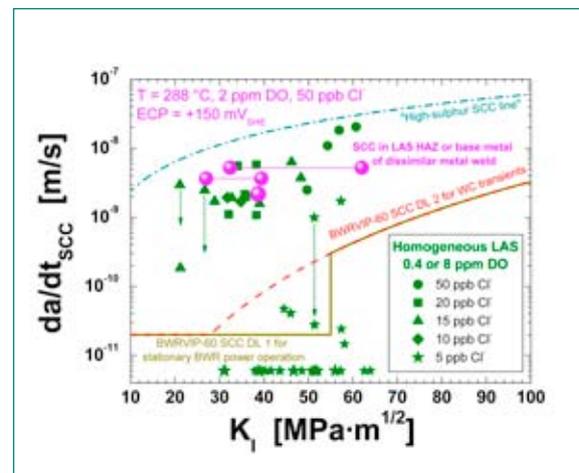


Fig. 15: Comparison of SCC growth rates in the LAS HAZ and base metal of the dissimilar test weld with PSI results from homogeneous LAS specimens in case of increased chloride contents [27, 28].

usually confined to the Alloy 182 weld metal [28] and no cases of SCC were observed in LAS primary pressure boundary components [27]. The fusion boundary seems to represent a relevant barrier for SCC crack growth from the Alloy 182 into 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 relevantly propagate into the adjacent low-alloy RPV steel. Even if a crack would cross the fusion line under static load, it is expected that cessation of SCC occurs in the LAS HAZ or at the latest in the unaffected LAS base material. Major EAC crack propagation to 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).

3.4 Publications 2007

Journal papers:

- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Evaluation of the Mitigation Effect of Hydrogen Water Chemistry in BWRs on the Low-Frequency Corrosion Fatigue Crack Growth in Low-Alloy Steels», *Journal of Nuclear Materials*, 360 (2), 2007, pp. 170–176.
- *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), 2007, pp. 114–131.
- *S. Ritter S., H.P. Seifert*, «Effect of Corrosion Potential on the Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», *Journal of Nuclear Materials*, accepted for publication, doi: 10.1016/j.jnucmat.2007.10.010.

Publications in books:

- *EFC Series Book No. 51*, «Corrosion Issues in Light Water Reactors: Stress Corrosion Cracking», Ed.: D. Féron and J.M. Olive, CRC Press & WP, Cambridge, UK, ISSN 1354-5116, 2007:
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Chapter 10: The Effect of Sulphate and chloride Transients on the Environmentally-Assisted Cracking Behaviour of Low-Alloy RPV Steels under Simulated BWR Conditions», pp. 130–148.
- *S. Ritter, H.P. Seifert, B. Devrient, U. Ehrnstén, M. Er-*

nestová, J. Föhl, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, A. Roth, T. Weissenberg, M. Žamboch, «Chapter 12: Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions – CASTOC, Part 1: BWR/NWC Conditions», pp. 165–185.

- *M. Ernestová, M. Žamboch, B. Devrient, U. Ehrnstén, J. Föhl, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, A. Roth, T. Weissenberg, S. Ritter, H.P. Seifert*, «Chapter 13: Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions – CASTOC, Part 2: VVER Conditions», pp. 186–199.
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Chapter 15: Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy RPV Steels at Different Temperatures and Loading Frequencies under BWR/NWC Environment», pp. 211–230.

Conference proceedings:

- *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Effect of Corrosion Potential on Corrosion Fatigue Crack Growth of Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Paper No. 14, Whistler, B.C., Canada, August 19–24, 2007.
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Combination of EPN and DCPD Measurements under Simulated BWR Conditions – Preliminary Results», Annual Meeting of the European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials, Paper No. WG2-4, Magdeburg, Germany, June 18–19, 2007.
- *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Corrosion Fatigue Crack Growth of Austenitic Stainless Steels under LWR Conditions», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. AS01 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.
- *H.P. Seifert, Y. Takeda, S. Ritter, T. Shoji*, «EAC Crack Growth Behaviour in the Transition Region of an Alloy182/SA 508 Cl.2 Dissimilar Metal Weld Joint under Simulated BWR/NWC Conditions», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. L05 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Metallographical and Fractographical Aspects of EAC in C & LAS in HT Water», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water

Reactor Materials, Paper No. L06 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.

- *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Results of the 2nd PSI Round Robin Test with Alloy 182 under BWR/NWC Conditions», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. AN12 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Review and Assessment of a Swedish SCC Test Program with RPV Steels in the BWRs Oskarshamn 2 and 3», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. L01 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.

Reports:

- *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Literature Survey on Corrosion Fatigue of Austenitic Stainless Steels under Primary LWR Coolant Conditions», PSI-TM-43-07-08, February 28, 2007.
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Detection of Stress Corrosion Cracking by the Electrochemical Noise Technique – State-of-the-Art», PSI-TM-43-07-01, January 29, 2007.

University-level lectures:

- *H.P. Seifert*, «Primary Pressure Boundary Components of Light Water Reactors – Materials, Operating Conditions and Ageing/Degradation Mechanism», within EPFL Doctoral Course EY-F02 «Materials for Nuclear Fission Reactors», Autumn Semester 2007/2008.

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 [19, 25].

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. The PhD thesis proposal [29] was approved by both the PSI and EMPA research committees this year and is co-financed by PSI and EMPA. It will start in 2008.

5. International Collaborations

As active members of the ICG-EAC- and ECG-COMON-group and 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. Group members keep key positions (working group leaders or scientific secretary and vice chairmen) in some of these groups. Our own research activities are discussed and co-ordinated within these groups [6 – 10, 12]. 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 2007, PSI and Studsvik organized and performed a workshop on corrosion monitoring under the auspice of the ECG-COMON within the EUROCORR 2007 conference, which attracted broad attention in the community. In 2008, the annual ECG-COMON meeting will be organized at PSI.

Within the 6th EU-framework program, our group is involved in the Integrated Infrastructure Initiative for Materials Testing Reactors Innovations (MTR±I3) [30] and actively participates as an associate member in the Network for Excellence for Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE) [31]. 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 electrochemical noise measurement technique. NULIFE is dealing with new methods for lifetime prediction and safety assessments of nuclear power plant components in the context of different ageing and degradation mechanism like fatigue, EAC and neutron embrittlement and covers topics, which are highly relevant for HSK.

Furthermore, there is a very productive collaboration between PSI and the renowned Fracture and Reliability Research Institute of the Tohoku University in Sendai/Japan in the field of SCC of dissimilar metal welds [7] (see Section 3.3.2).

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 Erlan-

gen-Nuremberg. Prof. Dr. S. Virtanen from this institute will supervise the joint EMPA/PSI PhD thesis mentioned before.

In 2007, Mr. Ritter absolved a guest scientist stay of six months in the materials performance group at the Technical Research Centre VTT in Espoo, Finland. His stay was dealing with and was directly linked to the KORA sub-project II and MTR±I3 project and will probably be followed-up by a visit of a scientist from VTT to our group.

Within a small collaboration with the Ingenieurbüro Peter Schrems (<http://www.ips-jaissle.de/>) from Germany an electrochemical noise measurement equipment is developed and optimized according to our needs and tested at PSI.

6. Assessment and Conclusions of 2007, Perspectives for 2008

6.1 Assessment of 2007

The overwhelming part of the project goals and milestones for 2007 has been achieved. Because of personal changes in the group and the guest scientist stay of Mr. Ritter, the implementation of the PWR water chemistry with B/Li in two loops is slightly delayed. This does not have an impact on the KORA project, since other experiments, which were planned for the third year could easily be brought forward in the test matrix. The start of the PhD thesis is shifted by about 6 month, since the approval by the research committees and the search for adequate PhD candidates took more time than originally planned.

6.2 Interim Conclusions

Sub-project-I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels: Both under BWR/NWC or BWR/HWC and PWR conditions, relevant environmental acceleration of fatigue crack growth occurs in all investigated low-carbon and stabilized stainless steels at loading frequencies ≤ 0.1 Hz and can be sustained down to the lowest investigated loading frequencies of $3 \cdot 10^{-6}$ Hz. The environmental enhancement increases with decreasing loading frequency and ΔK and increasing temperature. Material and environmental parameters usually only had a little effect. 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 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 corrosion fatigue crack growth in the time-domain in different austenitic stainless steels can be described with reasonable accuracy by a single curve for BWR/NWC or 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.

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 might be 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 in the range 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. 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.

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 RPV steel, which basically confirms the service experience of such welds, where cracking usually was confined to the Alloy 182 weld metal.

6.3 Perspectives for 2008

The KORA project can be successfully terminated as planned in [3] by the end of 2008 with achievement of all the major milestones and goals. The work plan for the final 14 months was discussed with HSK during the semi-annual KORA project meeting 2007 and can be found in [3, 19, 25].

7. References

- [1] *Strategiepapier* «Regulatorische Sicherheitsforschung der HSK», HSK-AN-5284 Rev. 1, March 18, 2005.
- [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*, «Literature Survey on Corrosion Fatigue of Austenitic Stainless Steels under Primary LWR Coolant Conditions», PSI-TM-43-07-08, February 28, 2007.
- [5] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Detection of Stress Corrosion Cracking by the Electrochemical Noise Technique – State-of-the-Art», PSI-TM-43-07-01, January 29, 2007.
- [6] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Corrosion Fatigue Crack Growth of Austenitic Stainless Steels under LWR Conditions», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. AS01 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.
- [7] *H.P. Seifert, Y. Takeda, S. Ritter, T. Shoji*, «EAC Crack Growth Behaviour in the Transition Region of an Alloy182/SA 508 Cl.2 Dissimilar Metal Weld Joint under Simulated BWR/NWC Conditions», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. L05 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.
- [8] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Metallographical and Fractographical Aspects of EAC in C & LAS in HT Water», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. L06 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.
- [9] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Results of the 2nd PSI Round Robin Test with Alloy 182 under BWR/NWC Conditions», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. AN12 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.
- [10] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Review and Assessment of a Swedish SCC Test Program with RPV Steels in the BWRs Oskarshamn 2 and 3», Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. L01 (CD-ROM), Taroko National Park, Taiwan, April 15–20, 2007.
- [11] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Effect of Corrosion Potential on Corrosion Fatigue Crack Growth of Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Paper No. 14, Whistler, B.C., Canada, August 19–24, 2007.
- [12] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Combination of EPN and DCPD Measurements under Simulated BWR Conditions – Preliminary Results», Annual Meeting of the European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials, Paper No. WG2-4, Magdeburg, Germany, June 18–19, 2007.
- [13] *S. Ritter S., H.P. Seifert*, «Evaluation of the Mitigation Effect of Hydrogen Water Chemistry in BWRs on the Low-Frequency Corrosion Fatigue Crack Growth in Low-Alloy Steels», *Journal of Nuclear Materials*, 360 (2), 2007, pp. 170 – 176.
- [14] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Stress Corrosion Cracking of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels under Boiling Water Reactor Conditions», *Journal of Nuclear Materials*, accepted for publication, *Journal of Nuclear Materials*, 372 (1), 2007, pp. 114–131.
- [15] *S. Ritter S., H.P. Seifert*, «Effect of Corrosion Potential on the Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», *Journal of Nuclear Materials*, accepted for publication, doi:10.1016/j.jnucmat.2007.10.010.
- [16] *H. Kobayashi and K. Kashima*, «Overview of JSME Flaw Evaluation Code for Nuclear Power Plants»,

- International Journal of Pressure Vessel and Piping, Vol. 77, pp. 937–944, 2000.
- [17] *P. L. Andresen and F. P. Ford*, «Modelling and Life prediction of Stress Corrosion Cracking in Sensitized Stainless Steel in High Temperature Water», in «Predictive Capabilities in Environmentally Assisted Cracking», ed. R. Rungta, ASME, NY, USA, 1985, pp. 17–39.
- [18] *Y. Nomura et al.*, «Fatigue Crack Growth Curve for Austenitic Stainless Steels in PWR Environment», PVP-Vol. 480, pp. 63–70, 2004.
- [19] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Corrosion Fatigue Crack Growth of Austenitic Stainless Steels under LWR Conditions», PowerPoint-Files & Presentation Handouts, semi-annual KORA project meeting, PSI, September 19, 2007.
- [20] *D. Tice, N. Platts, K. Rigby, J. Stairmand, D. Swan*, «Influence of PWR Primary Coolant Environment on Corrosion Fatigue Crack Growth of Austenitic Stainless Steel», Proceedings of 2005 ASME Pressure Vessel and Piping Division Conference, July 17–21. 2005, Denver Colorado, USA, pp.193–205, 2005.
- [21] *Bettis: G.L. Wire, W.M. Evans, W.J. Mills*, «Fatigue Crack Propagation of 304 Stainless Steel in High Temperature Water – Additional Tests and Data Correlation», Proceedings of 2005 ASME Pressure Vessel and Piping Division Conference, July 17–21. 2005, Denver Colorado, USA, pp.207–222, 2005.
- [22] *W. J. Shack and T. F. Kassner*, «Review of Environmental Effects on Fatigue Crack Growth of Austenitic Stainless Steels», NUREG/CR-6176, US NRC, May 1994.
- [23] *L. G. Ljungberg, D. Cubicciotti, and M. Trolle*, «Effect of Water Impurities in BWRs on Environmental Crack Growth under Realistic Load Conditions», Proc. 4th Int. Symp. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, NACE, Houston, pp. 4–59 to 4–74, 1990.
- [24] *P.L. Andresen*, «Emerging Issues and Fundamental Processes in Environmental Cracking in Hot Water», Proc. Research Topical Symposium on Environmental Cracking, Corrosion/2007, NACE, 2007.
- [25] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Teilprojekt-II: Früherkennung der SpRK-Rissbildung in austenitisch rostfreien Stählen mittels elektrochemischen Rauschmessungen» PowerPoint-Files & Presentation Handouts, semi-annual KORA project meeting, PSI, September 19, 2007.
- [26] *W.J. O'Donnell, W. John O'Donnell, T.P. O'Donnell*, «Proposed New Fatigue Design Curves for Austenitic Stainless Steels, Alloy 600 and Alloy 800», Proceedings of 2005 ASME Pressure Vessel and Piping Division Conference, July 17–21. 2005, Denver Colorado, USA, pp.109–131, 2005.
- [27] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Research and Service Experience with Environmentally-Assisted Cracking of Carbon & Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», SKI-Report 2005:60, ISSN 1104-1374, SKI, Stockholm, Sweden, March 2006.
- [28] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Review and Assessment of the SCC Test Program with RPV Steels in Oskarshamn 2 and 3», SKI-Report 2005:61, ISSN 1104-1374, SKI, Stockholm, Sweden, March 2006.
- [29] *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.
- [30] *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.
- [31] *Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE)*, Network of Excellence, NUCTECH-2005/6-3.4.3.1-1, EURATOM-2005-6.

DIAGNOSTIK-II

Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement Due to Neutron Irradiation

Author and Co-Authors	H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod, M. Ramesh
Institution	Paul Scherrer Institut, Laboratory for Materials Behaviour
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet Address	+41 56 310 45 98, hans.leber@psi.ch, www.psi.ch and http://lww.web.psi.ch/lww/projects_cs.shtml .
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 is planned as a three year programme (2006–2008) and consists of the two sub-projects SP 1 and SP 2.

The goals of sub-project 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. The individual crack length is measured on the electro-polished and etched specimen surface. The crack length histogram and the crack density are plotted versus increasing usage factor. First measurements with the 3MA multiparameter technique, which allows to calibrate several parameters at once, are promising because quantities in depth from about 20 μm to the millimetre can be detected. The results of the first measurements of permeability and eddy current impedance on exchanged tubular components did not reveal any in service damage. After completion of preliminary testing the two equipments for strain-controlled thermomechanical fatigue tests were further optimized. The use of tubular specimens with inside air cooling allows to run faster thermal cycles. The installation of specific thermomechanical software allows to compensate any thermal strain due to dilation, according

to the current code-of-practice and standards. Within the dissertation thesis the initial material state was investigated by 2 dimensional electron back scattered diffraction. The stated slight texture (preferential orientation of the grains) is essential for the further investigation of the microstructural evolution prior to and during the fatigue crack initiation. The strain-induced martensite fraction of an AISI 321 rod was simulated up to 10000 cycles and compared to our experiments. Crack depth growth was modelled for in-phase and out-of-phase thermomechanical cycling between 100 and 300 $^{\circ}\text{C}$ and for low cycle fatigue at 100 and 300 $^{\circ}\text{C}$ up to usage factor of 0.15. 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 dependence of the Seebeck coefficient on the neutron fluence will be investigated. Preliminary studies showed that 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 . A linear relation of the Seebeck coefficient with the ductile to brittle transition temperature shift of the absorbed energy measured by Charpy impact tests was observed. Systematic measurements of the Seebeck coefficient of unirradiated and irradiated Charpy specimens made out of JRQ-steel were performed in order to confirm former measurements and to improve the reproducibility and accuracy. Furthermore, a set of specimens stemming from the surveillance program of a Swiss NPP was measured. All the results showed the need of systematic surface preparation for improved electric contact and the optimization of the instrumentation for reduction of localized character of material property. Both will be realized during the continuation of the project.

1. Background and Project Goals

1.1. Background

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.

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss NPP fleet (21 to 37 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.

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 prestudy 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 Thermo-mechanical Fatigue

The 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 loading, thermal and material

parameters and compared to the isothermal low cycle fatigue (LCF) behaviour. The crack initiation and micro-crack growth processes during these tests will be studied off-line and in-situ by different metallographic replica methods and the Micro-magnetic Multi-parameter Microstructure and Stress Analysis (3MA). This systematic study aims first to relate 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 lifetime 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 (2 dimensional electron back scattered diffraction (2 D-EBSD), atomic force microscopy (AFM), 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, martensite fraction and crack initiation and growth with crystal plasticity models for the case 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 TEP-method for the diagnostics of material degradation. This includes the establishment of a useful correlation between the thermoelectrical and mechanical properties which allows the non-destructive diagnostics of RPV steel embrittlement due to neutron irradiation. It is not intended to investigate the reasons of TEP changes on metal physical basis.

2. Achieved Work and Obtained Results

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

2.1.1. Test Materials

Seven commercial heats of four different austenitic stainless pipe (TP) steel grades, designed and processed for use as piping in NNPs, are available for experiments and analysis. All pipe materials have the same outer diameter of 219 mm, but their wall thickness is equal to 16, 18 or 23 mm. The processing sequences of all materials consist of hot working, solution annealing, quenching in water, pickling and grinding according to *ASME SA312/SA312M* specification and fulfils the requirements of the pressure vessel code. The TP 304L is a «normal» 19/11 CrNi steel with low carbon content, whereas the TP 316L contains beside Cr and Ni about 2.5 % Mo for improved corrosion resistance. The stabilized TP 321 and TP 347 are alloyed with Ti or Nb respectively in order to improve their weldability without increasing the sensitivity to intergranular stress corrosion cracking due to Cr carbide precipitation on the grain boundaries during the non-controlled cooling from the solidification temperature.

The chemical composition was inspected by *Inductive Coupled Plasma Optical Emission Spectroscopy (ICP-OES)* and by combustion (elements C, S and N). The quasi-static mechanical properties were examined by tensile tests of standard specimens according to EN 10002-1. The microstructure revealed by light microscopy of polished and etched radial sections consists in all materials of a homogeneous almost delta-ferrite-free fully recrystallized austenite matrix. Scanning electron microscopy showed that the matrix possesses an almost dislocation free structure. The grain size of the stabilized grades is usually a factor of two finer than in the non-stabilized grades. All the inspection results of the initial materials conditions were reported in [4] and [5].

2.1.2. Short Crack Network, Quantification and Detection on Fatigued Specimens

The density and distribution of length of fatigue-induced micro-cracks and short cracks, aims to relate the observed damage in terms of the crack network for given TMF conditions to the changed magnetic and electric properties of the initial state of a given steel grade.

The count and individual length measurement of the fatigue-induced micro-cracks and short cracks are rea-

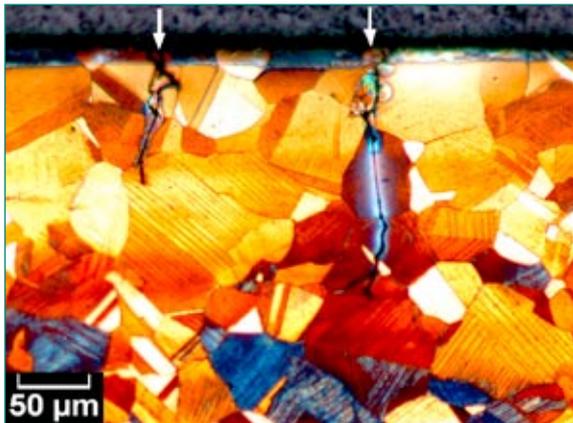


Fig. 1: Micrograph of a radial section showing short cracks (\downarrow) initiating from the surface and growing towards the centre of a bulk specimen.

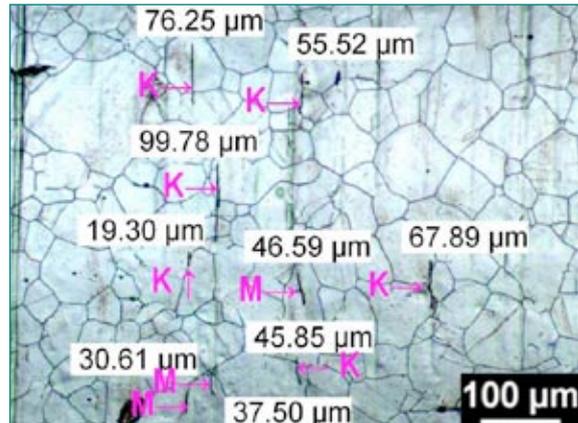


Fig. 2: Micrograph showing micro- (M) and short cracks (K) with indicated crack length on the polished and etched surface of a specimen made of the TP 304L, code A steel fatigued at RT.

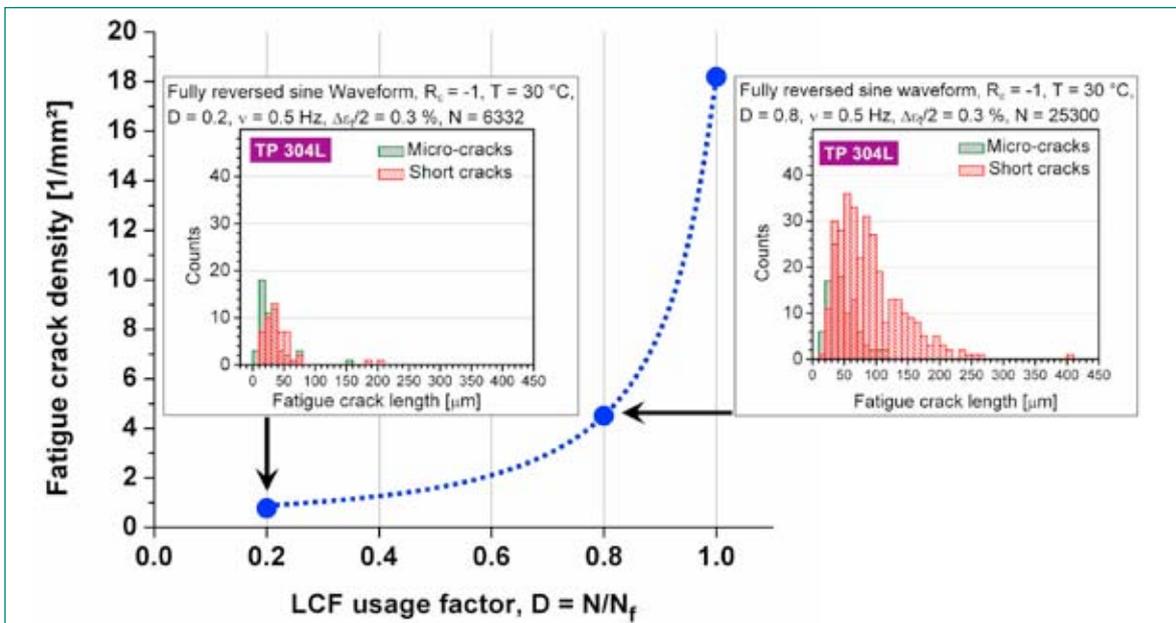


Fig. 3: Development of crack density at increasing usage factor of LCF and histogram of micro- and short cracks for two selected usage factors $D = N/N_f = 0.2$ and 0.8 .

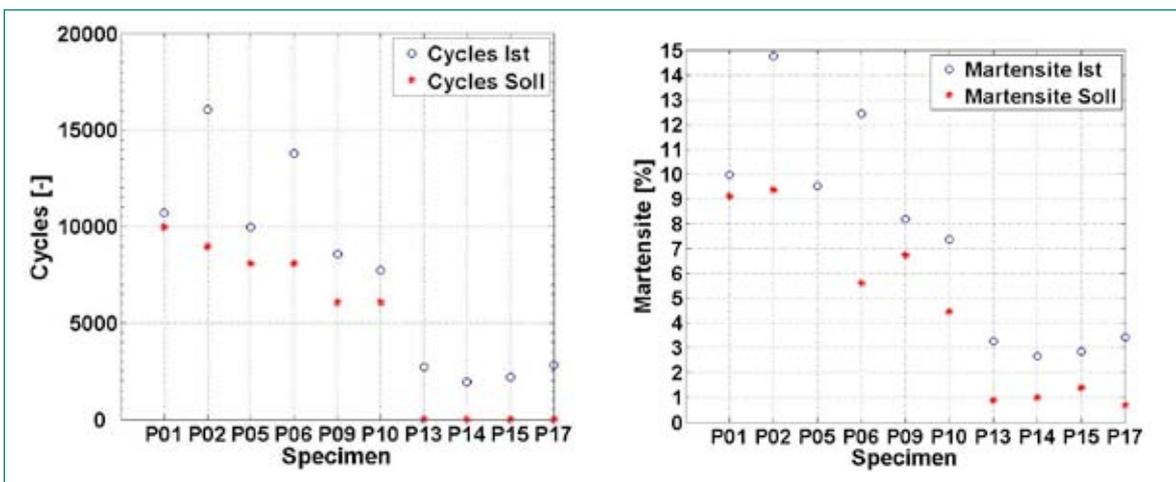


Fig. 4: Results obtained by 3MA multiparameter measurements of a set of fatigue specimens taken out from AISI 321 rod. Calibrated and effective values of fatigue cycles (left) and strain-induced martensite fraction (right).

lized on the electro-polished and electro-etched surface of fatigued specimens. Since the grain boundaries are visible due to the etching, the cracks can be related to the granular structure. Not only for the purposes of the crack growth modeling we have defined the cracks as follows: Micro-cracks are completely located within one grain and therefore their length does not exceed the grain diameter. Short cracks have an extension over 2 to 10 grains. Cracks exceeding 10 grains are considered long cracks. The micrograph of a polished and etched radial section (Fig. 1) documents short cracks initiated at the specimen surface and grown towards the specimen centre. Fig. 2 shows micro and short cracks and their measured length on the cylindrical surface of a specimen made of the non stabilized TP 304 L, code A pipe material fatigued at room temperature (RT). A crack crossing a grain boundary but having an extension of less than one grain diameter is considered to be a short crack. Therefore, the plotted histograms of micro and short cracks classified according to our definition are expected to overlap (Fig. 3). The preliminary results of the ongoing measurements of different low cycle fatigued specimens show that the crack density is increasing with progressing usage factor D , the ratio of effective fatigue cycles N to the cycle number leading to specimen failure N_f ($D = N/N_f$). At low usage factor $D = 0.2$ the portion of micro-cracks relative to the short cracks is higher than at elevated usage factor $D = 0.8$. At the same time the overall crack number normalized to a constant surface increases with rising usage factor.

The 3MA Micro-magnetic Multi-parameter Microstructure and Stress Analysis technique permits to calibrate up to 5 parameters with a set of reference specimens. This calibration represents a multiple regression of about 22 simultaneously measured materials properties based on Multi-frequency Eddy Current Testing (MFEC), Incremental Permeability ($\mu\Delta$), tangential Magnetic Field Harmonic Analysis (Ht) and on Barkhausen Noise (BN). For a first set of non-fatigued (P13 – P 17) and fatigued specimens (P01, P02 to failure; P05, P06 until usage factor $D = 0.8$; P09, P10 to $D = 0.6$) made of cold worked AISI 321 ([6], Table D 3) the LCF cycle number to failure and the strain-induced martensite fraction were calibrated (asterisk values). The very first results of measurements with the mentioned calibrations (circle values) were promising and showed a recognizable correlation (Fig. 4). Since the method is suitable for ferrites it astonishes that austenitic materials can be measured.

2.1.3. Magnetic Measurements on Exchanged Components

First measurements of magnetic properties on exchanged components aim to show their feasibility and applicability. The permeability was measured with the Ferromaster at the intersections of a set of longitudinal and of circumferential grid lines on the selected components. Possible local strain-induced martensite formation in the more strained regions formed in front and beside the progressing crack tip would increase the ferromagnetic character of the material in terms of increased permeability. In addition the eddy current impedance was determined by the giant magneto resonance device (GMR) instrument at the outer surface of the surge line pipe piece. The interruption of the metallic material by the presence of fatigue cracks let us expect a change of the eddy current impedance.

A series of exchanged components were available for non destructive measurements: A piece of a seamless surge line made of TP 316, a spray line pipe, a mixing tee of the spray line and a straight pipe of pressurizer relief welded to an elbow, all made of TP 347 or AISI 347 (X6CrNiNb18-10). The mixing tee and the elbow are welded components made of hot rolled and bended sheets. The straight pipe pieces have a longitudinal weld. All pieces did not show any visible fatigue damages.

Fig. 5 shows the permeability and the eddy current impedance mapping resulting from individual measurements at the intersections of the longitudinal and circumferential grid lines. Variations of both quantities were so small that no indication of in-service fatigue damage was recognized. A later metallographic investigation of radial sections did not reveal any fatigue cracks. It is concluded that this component was not damaged during the more than 30 years of service.

Fig. 6 documents the permeability mapping by of the pressurizer relief pipe and elbow, obtained by Ferromaster measurements analogical to the surge line measurements. The wrought material of the straight pipe did not show any relevant peaks of the permeability whereas the average permeability was somewhat higher in the sheet material bended to form the elbow. This proved that the elbow was not at all or inadequately solution annealed (presence of strain-induced martensite). Importantly higher peaks were observed at the welds in the straight piece as well as in the elbow. This indicated that the welds contain a higher amount of the ferromagnetic delta-ferrite formed during the solidification. The obtained results did not reveal any indications of fatigue damage.

In general it was stated that any defects at the surface formed by punching of designation characters or by handling bangs lead to local strain and therefore to strain-induced martensite formation.

2.1.4. Thermomechanical Fatigue (TMF) Testing

The first reason to perform TMF tests is to obtain fatigued specimens for the evaluation and optimization of modern magnetic methods for the detection of the fatigue crack network on the specimen surface. The measured fatigue cracks will be correlated to the modified magnetic and electric properties measured by the evaluated methods. The second reason for TMF testing is to obtain data on the TMF behaviour of the investigated austenitic stainless steel pipe materials.

2.1.4.1. Preliminary Out-of-Phase (OP) TMF

Experiments of Bulk Specimens

Preliminary asynchronous out-of-phase (OP) TMF test were run. Their results in terms of stress response and of fatigue lifetime were compared to the previously reported synchronous in-phase (IP) TMF tests and to the corresponding isothermal LCF tests [5]. The stress vs. fatigue cycles curves represent average curves of two to three repetition experiments. In the following discussion we analyse the fatigue behaviour of the stabilized grade TP 321, code C. The Fig. 7 reveals: 1. since the highest, tensile stress is reached at the minimum temperature, this maximum stress, measured at 100 °C, versus the fatigue cycles is higher than the absolute value of the minimum, compressive stress, revealed at the maximum temperature of 280 °C. This is a logical consequence

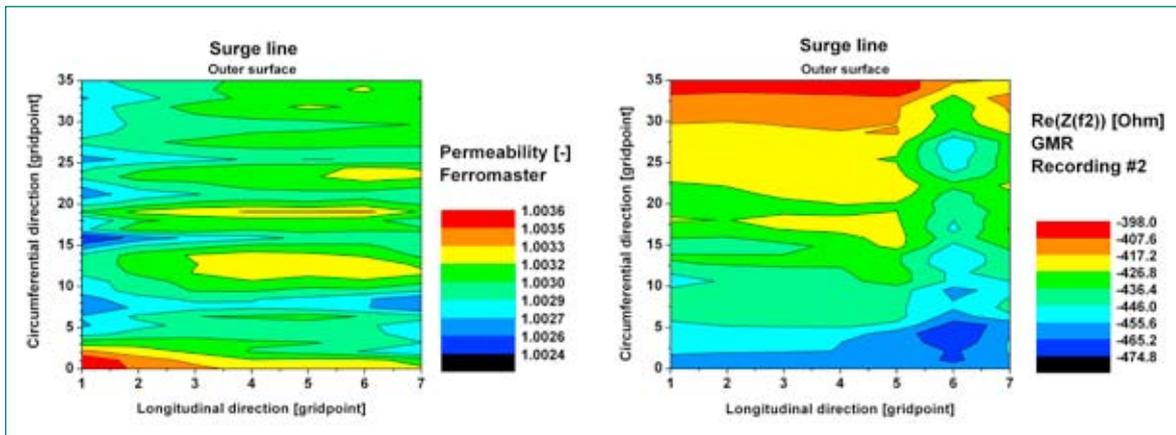


Fig. 5: Surge line, outer surface: Mapping of the permeability (left) and of the eddy current imped-ance (right) measured by Ferromaster or Giant Magneto Resonance (GMR) device, respectively, at the intersections of longitudinal and circumferential grid lines.

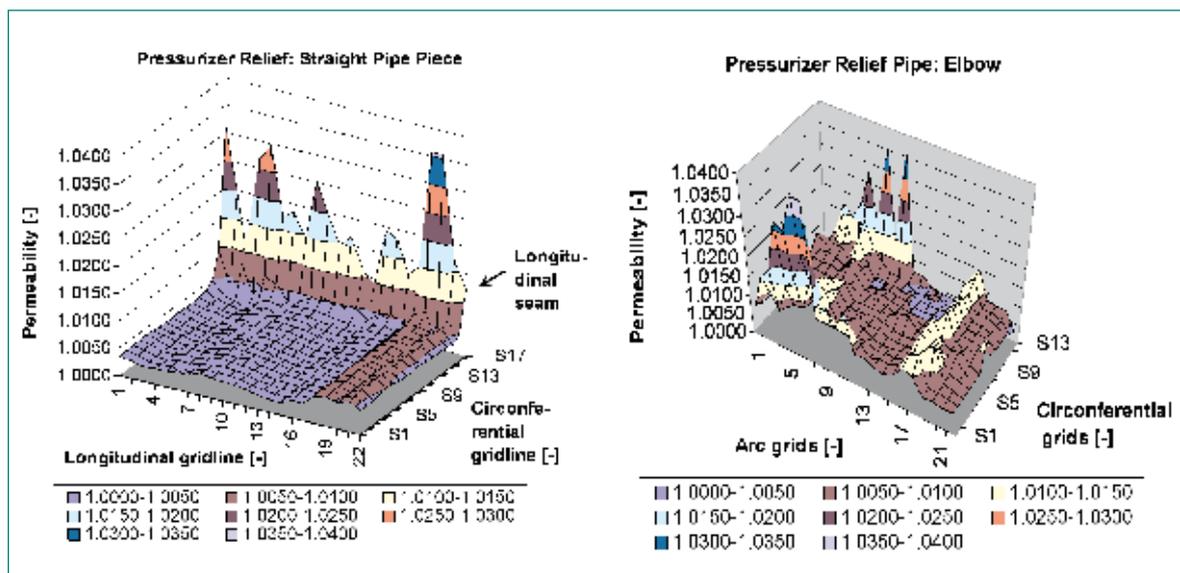


Fig. 6: Pressurizer Relief: Mapping of permeability measured by Ferromaster at the intersections of longitudinal or arc and circumferential grid lines on the straight pipe (left) and on the elbow (right). Pronounced peaks of permeability are observed at the welds due to the expected presence of the ferromagnetic delta-ferrite.

that tensile properties of metals are reduced with increasing temperature as long as not any phase transformations occur which modify the microstructure; 2. It is figured out that the response of maximum stress measured during the OP-TMF test is very close to that recorded for the LCF experiment at 100 °C; 3. The minimum OP-TMF stress response is rather close to the LCF minimum stress response at the temperature of 260 °C. (The test equipment did not allow to perform LCF tests at 280 °C.) The OP-TMF behaviour is evidently opposite to that of in phase (IP) TMF. Any stress response of all fatigued specimens taken out from the TP 316L, code B, pipe steel is lower than that of the experimented TP 321, regardless the fatigue testing mode.

Fig. 8 shows the mechanical strain amplitude versus the cycle time to fatigue failure. It comes out that the fati-

gue life time is not significantly affected by the mode of fatigue testing (IP-, OP-TMF or LCF) for a given mechanical strain amplitude. All data points are located close to the ASME or to the Langer Mean Curve.

2.1.4.2. Optimization of the TMF Experimentation

TMF experiments of bulk specimens demand a high cycle time because more material volume has to be heat up and cool down with respect of maximum permissible temperature variation in axial and radial direction. Since most of standards and codes of practice for strain-controlled TMF experiments recommend the testing of tubular specimens we ordered such machined samples having an outer diameter of 8 mm and an inner diameter of 5.5 mm. The resulting wall thickness of 1.25 mm guarantees a faster regular temperature adaptation

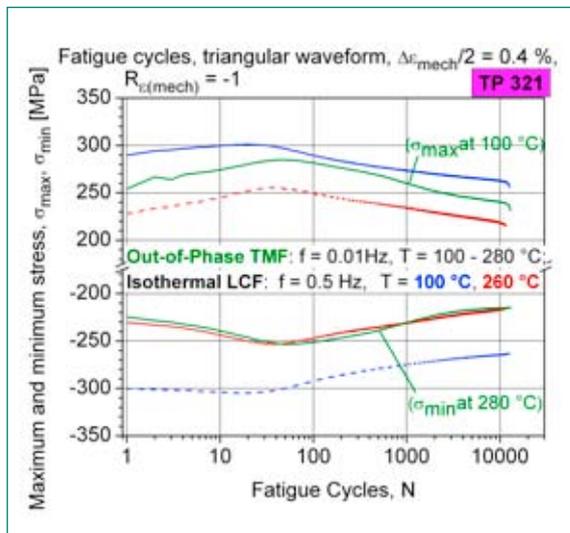


Fig. 7: Out-of-phase TMF cycle: The minimum stress σ_{min} of OP-TMF testing measured at the highest temperature $T = 280$ °C is rather close to the minimum LCF stress plotted at 260 °C. – The plot of maximum OP-TMF stress σ_{max} at $T = 100$ °C is close to the maximum LCF stress measured at 100 °C.

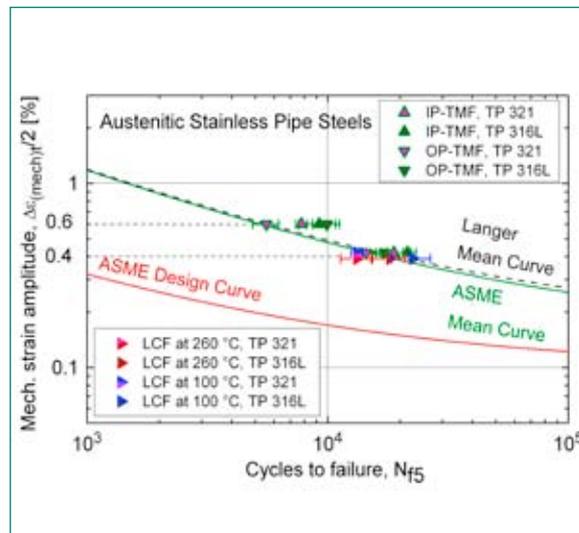


Fig. 8: Mechanical strain amplitude of two steel grades versus cycles to failure of OP-TMF, IP-TMF and LCF tested specimens for two given mechanical strain amplitudes.

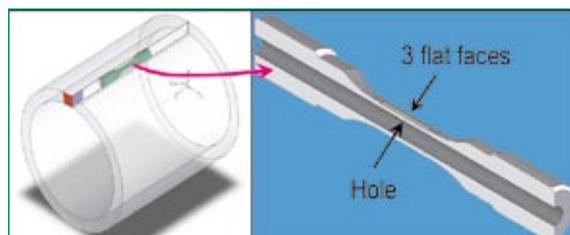


Fig. 9: Tubular specimen taken out from the seamless pipe material. The 3 flat faces distributed regularly on the cylindrical surface.

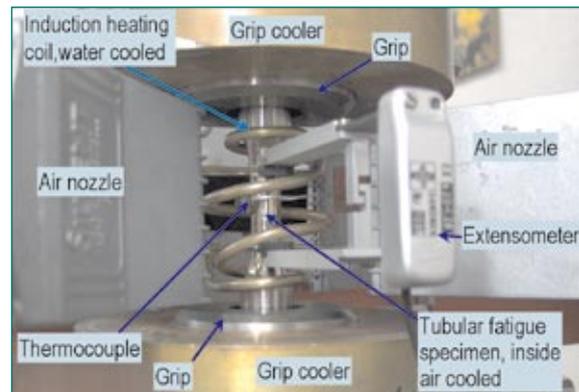


Fig. 10: Close view of the specimen chamber of the TMF testing facility with optimized induction heating coil.

across the specimen wall within the prescribed temperature variation. Since only about half mass of material has to be heated up and cooled down, the cycle time will be significantly reduced by the factor of almost 3. This fact allows to run about the triple quantity of TMF experiments during the same period of time. In addition the tubular fatigue specimen contains 3 flat faces regularly distributed around the circumference (Fig. 9). Thereby the orientation of the flat faces is constant relative to the pipe wall. The flat faces are made for the modern microstructural investigation by two dimensional electron back scattered diffraction (2D-EBSD). The procurement and installation of specific Instron TMF software enable us to perform the strain-controlled TMF experiments according to the current standards and code of practice [7, 8]. Fig. 10 shows a close view of the specimen chamber with the optimized induction heating coil. The procedure of correct TMF experiments can be summarized as follows (Fig. 11): The first phase called **stabilization** runs pure thermal cycles until the thermal behaviour will be stable. The second **measurement** step records the thermal strain profile during thermal cycles. Both phases are in the load $F = 0$ controlled regime. The third step **verification** process applies the pre-recorded thermal strain profile and plots the stress, which has to be as small as possible. Its maximum admissible value is defined by the overall stress response

of the **test** itself. Finally, during the effective strain-controlled TMF test, the mechanical strain profile will be superimposed to the thermal strain profile. Thermal strain due to dilatation or contraction of the specimen must not imply any load. Therefore, TMF testing consists to compensate load effects due to thermal dilatation at each temperature of the given interval.

2.1.5. Microstructural Investigation

A sample holding stage had to be designed and manufactured for the investigation of fatigued TMF specimen by the two dimensional electron back scattered diffraction (2D-EBSD) instrumentation. This analysis allows to investigate the orientation of the individual grain. In Fig. 12 the left side picture represents a scanning electron micrograph of the electro-polished specimen taken from the initial material TP 347, code K. Niobium carbide precipitates (white dots) are dispersed in the austenite matrix. The picture in the centre of Fig. 12 represents an inverse pole figure. The grains are not randomly oriented but there are preferential orientations close to the (111) and (001) axes which means that the material possesses a texture. Plotted non regular distribution of grain orientation reflects the texture of the material. It was observed that the presence of persistent slip bands in more strained grains along a technical crack and at its tip created non-uniform orientation inside the grain.

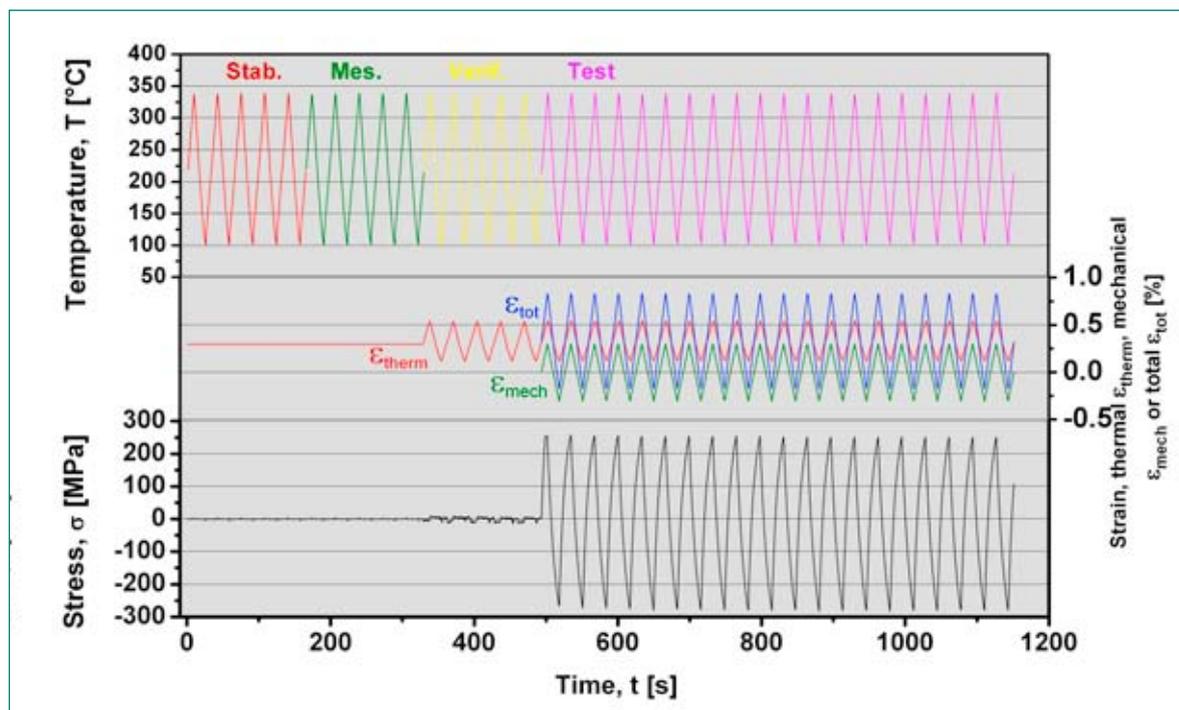


Fig. 11: Phases of TMF experiments with TMF software, according to standards and code of practice: temperature stabilisation, temperature measurement, verification with thermal strain profile recording and test (mechanical strain added to thermal strain).

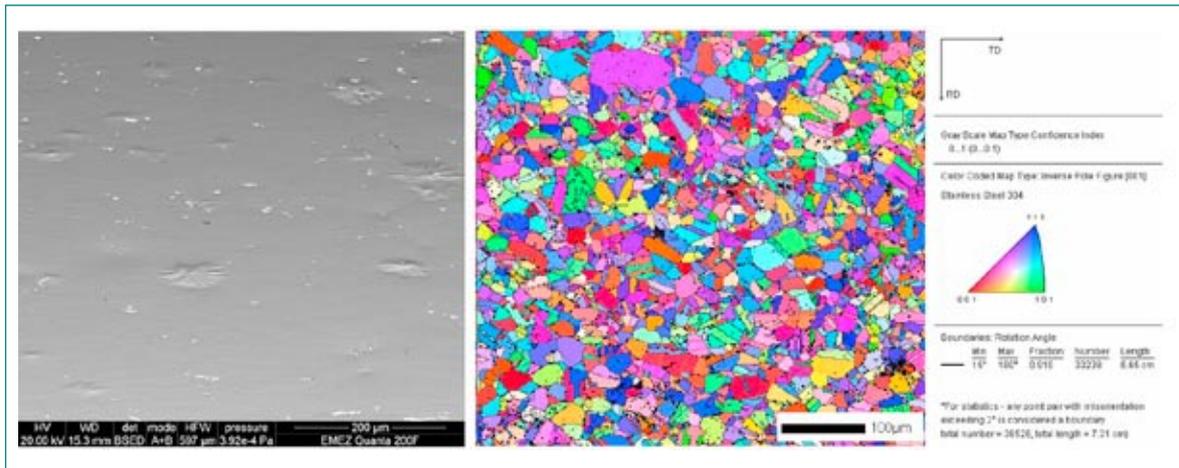


Fig. 12: 2D-EBSD investigation: Scanning electron micrograph of electro-polished specimen (left). Austenite matrix with Nb carbonyride precipitates (white dots), texture mapping of the same view as on left side (middle) and colour code (right).

2.1.6. Modelling and Simulation

The goal of modelling is to calculate the cycle numbers of rupture of the thermomechanical tests of this project in terms of crack network (crack depth and density) and to compare the result with observations for evaluation of the model. If validated, the model will have potential to calculate the lifetime of a specimen undergoing mechanical and thermal loadings without consideration of the environment.

The validation of the modelling through the martensite as well as simulations of low cycle and thermomechanical fatigue tests for lifetime prediction will be presented and discussed in connection to the models used.

2.1.6.1. Modelling

The specimen, made out of austenitic metastable steel, is modelled by a polycrystal of 100 spherical grains assumed of random orientations and each of homogeneous structure. The polycrystal undergoes a uniaxial strain varying periodically at constant amplitude (of saw-toothed form) and a variation in temperature in phase or out of phase with respect to the strain. The goal is to calculate the strains, stresses and martensite fraction in each grain at the crystallographic level and in the polycrystal as well as the crack initiation and growth in each grain. The modelling includes three models of the literature, described in previous reports [5, 9]. The first is a thermodynamics-plasticity model that calculates the plastic deformation (driving force: stress) as well as the metastable martensite (driving forces: plastic strain, stress, temperature) in a grain at the crystallographic level [9, 10]. It considers the elastic component of the strain. To avoid premature elastic shakedown, a non-linear law for the plastic hardening, but no softening will be con-

sidered. The second performs the scale transition from the grain to the polycrystal for the stress and strain by a mean-field procedure [9, 11]. The third calculates the initiation and growth of the crack in the grain (driving force: stress) along the persistent slip bands (PSBs), the PSB being described by a band of dislocation dipoles generated by cycled loading [5, 12]. The stress and PSBs are results of [10].

2.1.6.2. Computer Program and Validation of the Model

A computer program has been developed for to calculate the strain, stress and fraction of martensite in each grain and in the polycrystal as well as the number of cracks and depth in each grain [5, 9]. Physical variables of microscopic or macroscopic nature (for example number of operating slip systems and martensite variants or plastic strain range) have been also extracted or calculated to check the realistic character of the results by comparison with the literature and to allow a physical analysis of the results. Difficult errors that affected the reliability of the program in spite of simulations and values of model parameters in agreement with literature have been detected of this manner.

The program can be considered as reliable for the variables calculated by the models for the cases of low cycle fatigue of metastable steels and of thermomechanical fatigue of the same steels assumed to be stable (stable steels). The value of the plastic strain range of the hysteresis cycle of the polycrystal, a critical variable for fatigue at constant strain amplitude for comparison of the results with experiments and analysis, is for instance uncertain and will not be referred.

The simulation of realistic tests for comparison with experiments has required running the program on the speedy computers of the Information Technology Division of PSI (AIT). Simulations of low cycle fatigue tests at 0.4% strain amplitude and 10000 cycles can be now performed in 4 days. This calculation speed remains too small for simulating other tests of larger cycle number or for parameter fitting, requiring parallelization of the program (in course).

The modelling allows no comparison of the stress with experiments for validation because plastic softening, of critical importance for the stress [1], was not considered. It will be validated through the martensite fraction. Good agreement with measurements (Fig. 1, [13]) is obtained for the martensite fraction for the case of the austenitic stainless steel AISI 321 (heat A) of the DIAGNOSTIK project at 0.4% strain amplitude and at 60 °C over 10000 cycles (0.8 N_f , N_f = cycle number at rupture). However, the calculated stress relevantly differs from that measured (difference of about 250 MPa at 0.8 N_f), due to the softening not considered. The values of the parameters have been fitted by inspection. They are in agreement with those of the literature but are not expected to be the soles providing agreement. A reliable validation of the modelling requires obtaining for the same set of values of the parameters agreement with experiments over the experimental range of temperatures and strain amplitudes [13], with values of the stress comparable to those measured.

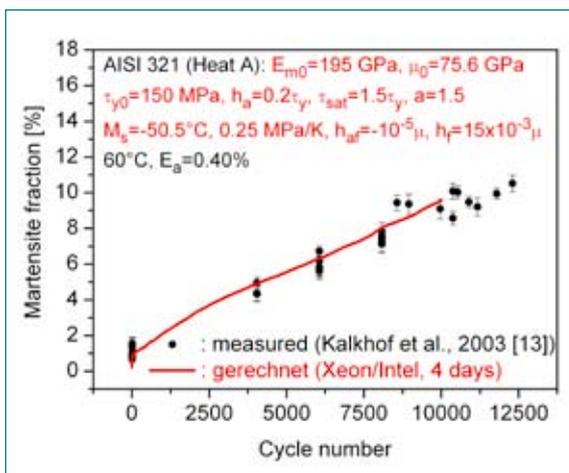


Fig. 13: Calculated and measured martensite fraction versus cycle number up to 0.8 N_f for the AISI 321 steel (heat A) fatigued at 0.4% strain amplitude and 60 °C.

2.1.6.3. Determination of the Cycle Number of Rupture by Simulations

a) Principle of the method

The goal is to find a criterion allowing determining the cycle number of rupture N_f from the features of the crack network (crack density and depth) at a cycle number relevantly smaller than N_f , for modelling simplification and calculation duration. Observations of Magnin et al. in single-phased metals, among which an AISI 316L steel, fatigued at room temperature at the plastic strain amplitudes of 2×10^{-4} and 2×10^{-3} , have shown that the crack networks similarly behave as a function of usage factor N/N_f (N = cycle number, [14]) for each material. Particularly, at about 0.15 N_f , the crack network exhibits one crack per about eight grains, the crack lying in the same grain with a depth of the half dimension of the grain. The occurrence of cracks from about 0.1 N_f is a known fact in homogeneous metals. The small number of cracks can be interpreted in terms of PSBs, sites of crack nucleation, whose volume fraction depends on the plastic strain in the grain [15]. Due to the large spectrum of values of the plastic strain in a polycrystal, it can be expected that only a few grains exhibit cracks if the plastic strain is small. As far as we know, Magnin et al. are the sole authors having reported such results concerning the crack depth at 0.15 N_f , for which they have given no physical reasons.

Due to the fact that the crack growth mechanisms can be expected remaining unchanged in the range of temperatures of the DIAGNOSTIK II tests, it will be assumed

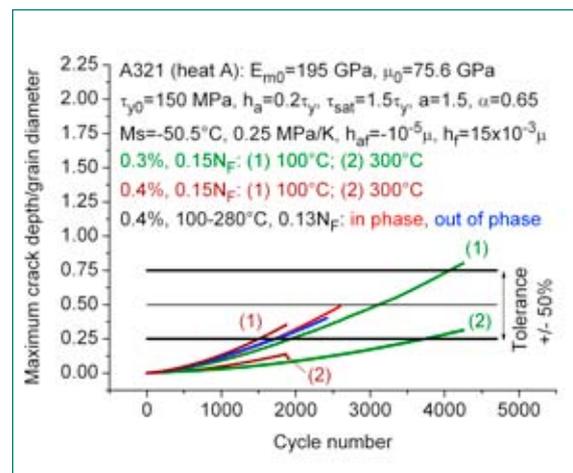


Fig. 14: Calculated maximum crack depth to grain diameter ratio versus cycle number up to 0.15 N_f for low cycle fatigue at 0.4 and 0.3% at 100 and 300°C (metastable steel) and thermomechanical fatigue (stable steel) at 0.4% in the range 100 to 280 °C for the in-phase and out-of-phase cases. The steel is the AISI 321 (heat A). Comparison with the value of 0.5 within the tolerance error of $\pm 50\%$.

that the results of Magnin et al. will be also present for the low cycle and thermomechanical fatigue tests of DIAGNOSTIK II.

The principle of the predictions is as follows. Given the steel, the values of the model parameters to obtain the crack network at $0.15 N_f$ observed by Magnin et al. will be fitted from a given test. Then, simulations will be conducted for the same steel but with the parameter values of the test considered (strain amplitude, temperature range, phase here). If the calculated values of N_f correspond to those measured, the model will be judged as reliable for the steel and type of tests considered. The models of the literature accept a tolerance up to 50% for these predictions [16].

b) Results of simulations

The present simulations exhibit no significant effect of the martensite fraction on the macroscopic stress by additional hardening, in disagreement with measurements [1], and on the crack growth. This latter result supports the simulations of thermomechanical tests with stable steels.

Fig. 15 shows the maximum crack depth as a function of cycle number for tests of low cycle fatigue (metastable steel, 0.4 and 0.3% total strain amplitude, 100 and 300°C) and of thermomechanical fatigue (stable steel, 0.4%, 100–280 °C, in-phase and out-of-phase) for the AISI 321 steel (heat A) up to about $0.15 N_f$. The values of the model parameters are of course the same for all tests. The values of N_f for the low cycle fatigue are assumed to be those calculated from measurements for the AISI 304 and 316 steels [17]; for the thermomechanical tests, they are those measured (section 2.1.4.1). For low cycle fatigue, there is no agreement between the simulations and the results of Magnin et al. (crack depth at $0.15 N_f$ strongly scattering from the half grain dimension, number of cracked grains far beyond those measured). The agreement is good for the two thermo-mechanical tests for the crack depth.

c) Discussion

A critical result of the simulations of low cycle fatigue is the crack depth much smaller at 300 °C than at 100 °C at $0.15 N_f$ (Fig. 14), expected from the measured and calculated values of the stress that is the driving force of the crack growth in the model of Chan [12]. This disagrees with first measurements of the crack lengths at the surface of specimens of AISI 321 steel, which appear much larger at 260 °C than at room temperature (not discussed here). This means that the model of Chan for

the crack growth does not describe the measurements. Only a few models for the crack growth at the microscopic level are considered as reliable [15, 18]. The model of Hobson (referred in [15]) assumes the total strain as driving force for the crack growth as well as the interaction of the crack growth with the grain boundary. It is presently tested, with the plastic strain instead of the total strain as driving force. Note that the plastic strain is found from simulations little dependent on the temperature up to the cycle number of $0.15 N_f$ investigated, a promising result for the behaviour of the crack depth in terms of the results of Magnin et al.

For the number of cracked grains, the model of Chan for the crack initiation in terms of the sole stress along a PSB appears as too simple. The model of Mura for the crack initiation [19], described in terms of stress and depth of PSB, appears as more realistic. It will be tested.

At last, first literature investigations show that plastic softening is little discussed compared to plastic hardening. Low cycle fatigue tests show that it decreases the value of the stress and increases that of the plastic strain range. Relevant effects can be expected for the martensite fraction and, according to the model used, for the crack initiation and growth. For instance, the model parameters will be fitted to obtain a stress comparable to that measured for the simulations. The topics will be further studied.

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

This year detailed and accurate measurements of the Seebeck coefficient (SC) of irradiated and non-irradiated Charpy V-notch specimens made of RPV material are performed in order to clarify the applicability of the thermo-electric power (TEP) method. Special emphasis is put on the systematic reduction of scattering and the irregularities of non-irradiated materials. The Seebeck coefficient (SC) is plotted versus the neutron fluency.

2.2.1. Principle for Measuring the Seebeck Coefficient (SC) and Available Material and Specimens

The principle of measurement of the (TEP) was described in Fig. 41 of [5] and in [20]. 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).

Un-irradiated Material	Irradiated Charpy V-notch specimens	
Biblis C (20 NiMoCr 3 7) JRQ Incoloy 800 Gösgen (22 NiMoCr 37)	JRQ (STILO) ca. 100 specimens some of them tested (Charpy impact test) at ORNL	Surveillance ca. 100 specimens Beznau I/Beznau II Gösgen (22 NiMoCr 37)
Measuring Technique/Handling Reproducibility/ Accuracy	Seebeck Coefficient vs. Neutron Fluence	Seebeck Coefficient vs. Neutron Fluence

Table 1: Test matrix of the available Charpy-V-notch specimens at PSI.

Irradiated (I), T = 290 °C, E > 1 MeV				Irradiated (50%), Annealed 18 h x 460 °C, Reirradiated			
H	I	J	K	L	M	N	P
$0.39 \cdot 10^{19}$	$2.23 \cdot 10^{19}$	$3.84 \cdot 10^{19}$	$5.00 \cdot 10^{19}$	$0.50 \cdot 10^{19}$	$1.70 \cdot 10^{19}$	$3.86 \cdot 10^{19}$	$4.51 \cdot 10^{19}$
STILO 21	STILO 22	STILO 23	ORNL	ORNL	ORNL	STILO 37	STILO 38

Table 2: Listing of irradiated and irradiated, annealed and reirradiated lots of STILO/JRQ specimens. The values displayed in the third line represent fluences in n/cm^2 .

Table 1 represents the test matrix. There are un-irradiated materials which permit to perfect the measuring and handling techniques as well as the verification and the accuracy of those measurements. The SC depending on the neutron fluence will be determined on irradiated Charpy V-notch specimens made from the 181 mm thick JRQ plate material and from surveillance specimens from KKG. Table 2 lists the irradiated (I) and irradiated, annealed and reirradiated (IAR) lots of STILO/JRQ specimens grouped according to the neutron fluence. The values displayed in the third line represent fluences in n/cm^2 .

2.2.2. Measured Seebeck Coefficient of JRQ-Material

The SC of almost 100 irradiated and irradiated (I), annealed and re-irradiated (IAR) specimens made from JRQ material labelled in Table 2 was determined by TEP measurements. The X-16 specimens were taken out

from the lower level of the plate, i.e. at about 40 mm above the bottom surface. The X-13 specimens however were taken out from the upper level of the plate, i.e. about 40 mm beneath the top surface. The SC vs. the neutron fluence depending on the specimen position is plotted in Fig. 15. The plots show that the average values depend on the specimen location in the plate. This variation is attributed to different materials properties within the plate.

Material	Capsule	Fluence [n/cm^2]
KP-G1 (B, GWII)	S0	0.0
KP-G1 (B, GWII)	S1	$4.75 \cdot 10^{18}$
KP-G1 (B, GWII)	S2	$1.09 \cdot 10^{19}$
KP-G1 (B, GWII)	S3	$2.6 \cdot 10^{19}$
KP-G1	S4	

Table 3: Surveillance Charpy Specimens from KKG. Yellow highlighted: measured this year.

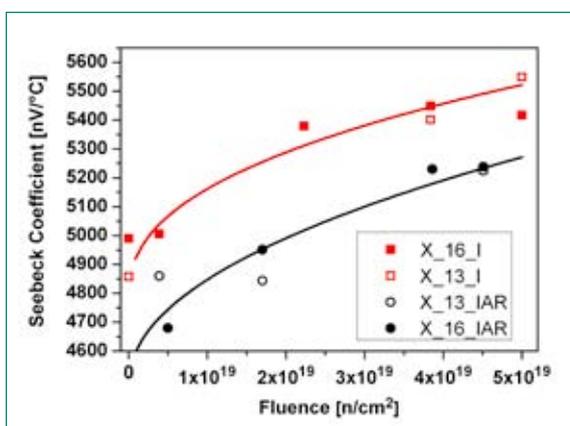


Fig. 15: Results of Seebeck Coefficient vs. Fluence of irradiated (I) and irradiated, annealed and re-irradiated (IAR) JRQ material.

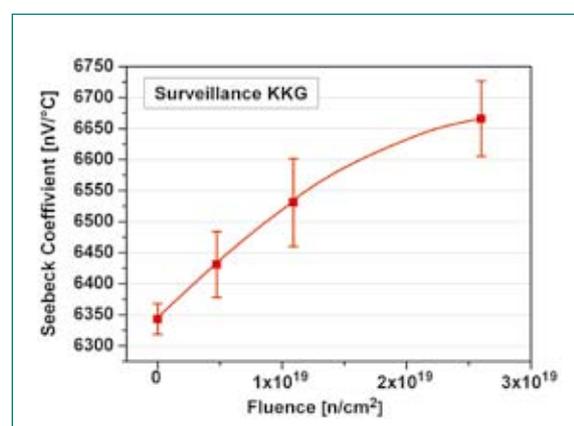


Fig. 16: Results of Seebeck Coefficient vs. fluence of surveillance specimens from KKG (base material II).

2.2.3. Measured Seebeck-Coefficient of KKG Surveillance Specimens

KKG surveillance specimens were measured again. The conditioning of the specimen surfaces for better electric and thermal contact was improved. The mean values of the Seebeck Coefficient vs. neutron fluence of the specimens listed in Table 3 are plotted in Fig. 16. In addition to the data of last year, specimens having undergone the fluence of $\theta = 2.6 \cdot 10^{19} \text{ n/cm}^2$ were measured. In general the scattering of the SC results was reduced.

2.2.4. Discussion of Seebeck Coefficient Determination

The Seebeck coefficient (SC) of un-irradiated and irradiated Charpy V-notch specimens made from JRQ-material and Surveillance specimens from KKG, KKB1 and KKB2 was measured. The large scattering in the Seebeck coefficient stated in the previous reporting period could be reduced by grinding the specimen surface on a diamond disk. Preliminary measurements of un-irradiated defined climate conditions like controlled temperature and humidity revealed that the latter affected less the results than the surface condition. It was figured out that dirty and oxidized surfaces do not permit reproducible results of the TEP measurements. However some scattering in the Seebeck coefficient still remains. This can be explained by the existence of large strains in the specimens tested by Charpy impact test. The surface conditions are not constant in spite of its preliminary grinding. It is concluded that the result of measured TEP between the two electric contacts arranged so closely reflect only a local SC. Therefore we assume that there is some heterogeneity of material properties. The geometry of the contacts and their arrangement has to be improved.

3. National Cooperation

On the national level the co-operation 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-II

project (2006 – 2007) 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 a 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 networks:

- *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, Tecnatom). Evaluation of harmonized rules for the lifetime prediction of nuclear power plants. This co-operation 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, Luxembourg, 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 2006 and Perspectives for 2007

5.1. Sub-project Monitoring of Fatigue

5.1.1. Short Crack Network Quantification and Detection on Fatigued Specimens

The classification of fatigue cracks into micro-, short and long cracks and the measurement of their individual length can be at best done on the electro polished and etched specimen surface. The revealed grain boundaries allow to do the crystallographic classification of the observed cracks. Provisional results show the monotonic increase of crack density and of the ratio of short cracks to micro-cracks with increasing usage factor during the low cycle fatigue. First measurements with the 3MA multiparameter test equipment showed that there is correlation between the calibrated quantities of low cycle fatigue number and of strain-induced martensite formation and their determination.

In the present stage of investigation this test method shows potential for the detection of the fatigue crack network, because a set of defined parameters can be calibrated at once. One of those parameters will be the fatigue crack density on the polished and etched specimen surface. Since the electric and magnetic properties are expected to be modified by the gap of metallic mass due to the presence of cracks and by increased strain due to the advancing crack tip, magnetic methods based on eddy current testing will also be applied. It is necessary to increase the local resolution by increasing the frequency of the eddy current so that the skin effect can be taken in advantage, because the average short crack depth will be in the order of 50 μm .

5.1.2. Magnetic Measurements on Exchanged Components

Determinations of the permeability were performed on exchanged components by Ferromaster measurements. The variation of the permeability of the matrix was too small and could not be related to fatigue damage, i.e. from the fraction of strain-induced martensite. Peaks of permeability reflecting stronger ferromagnetism in the matrix were due to local deformation (punching of characters for designation handling bangs) and to increased delta-ferrite in the welds.

Further non-destructive measurements with different methods will be continued. It will be important to have exchanged components with real fatigue damages mainly in terms of fatigue cracks.

5.1.3. Thermomechanical Fatigue Testing

A series of preliminary strain-controlled in-phase and out-of phase thermomechanical test on bulk specimens was performed and compared to the corresponding low cycle fatigued tests at the minimum and close to the maximum temperature of the TMF temperature interval. The kind of test did not significantly influence the fatigue life for a given mechanical strain amplitude.

Further optimization of strain-controlled TMF testing was realized: The use of inside and outside air cooled tubular specimens allow a smaller cross sectional temperature gradient and higher temperature rates during heating and cooling and therefore shorter cycle time. The controlling of the test and its processing of data collection of resulting parameters by using specific TMF software allow to perform tests according to the current international standards and validated code of practice. The main benefit is that thermal strain due to thermal dilatation and contraction can be compensated in the prescribed tolerance.

Next year, tests according to the established test matrix will be performed for the use of DIAGNOSTIK-II project in general as well as for the PhD thesis. The crack initiation will be checked off-line after defined cycle numbers in the early stage of fatigue by microscopy of replica, by magnetic measurements and by 3MA multiparameter analysis.

5.1.4. Microstructural Investigation

In the frame of the dissertation thesis preliminary experiments of materials conditioning like the heat treatment for the reduction of internal or residual stresses and the analysis of the surface condition of fatigue specimens will allow reliable and reproducible crystallographic investigations of the phenomena occurring prior to and during to the initiation of fatigue micro-cracks and their growth to short cracks. The grain orientation of the initial state of the stabilized TP 347 pipe steel was examined by 2 dimensional electron back scattered diffraction (2D EBSD). The inverse pole figures showed a texture with the preferred orientation close to the (111) and (001) directions. Systematic investigations will be performed on thermomechanically fatigued specimens after varying cycle numbers. The examination by modern analysis methods will focus on the development of intrusions and extrusions and of (persistent) slip bands at the electro-polished surface of fatigued specimens. Local changes of microstructure in front of the advancing crack tip will be investigated by scanning and transmission electron microscopy (SEM, TEM) and by nanoindentation.

5.1.5. Modelling and Simulation

(a) A first check of the modelling through the martensite fraction for a low cycle fatigue test shows good agreement with experiment with realistic values of the parameters, with a stress however relevantly different from that measured (plastic softening was not considered).

(b) A reliable validation for the martensite fraction requires investigating the experimental range of temperatures and strain amplitudes, with stresses in acceptable agreement. The necessity of a drastic improvement of the calculation speed by using different computer systems results in important delays for the simulations and for publication of the results.

(c) For thermomechanical tests, the simulations show potential to reliably estimate the fatigue life from the crack network characteristic of usage factor 0.15, in spite of models uncertain from the physical point of view. More realistic models for the crack, expected increasing the reliability of the lifetime prediction for low cycle and thermomechanical fatigue tests, are tested.

(d) At last, the effects of the non-consideration of plastic softening should be investigated.

In 2008, the model has to be validated (through the martensite fraction at different temperatures). Other more appropriate models for the simulation of the crack initiation and growth have to be checked, in order to obtain a reliable prediction of the cycle number to failure for a given thermal or thermomechanical fatigue experiment.

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

Most of planned measurements could be performed. The last year's measurements were repeated with special care of the contact surface preparation of the Charpy V-notch specimens. The obtained results show that the scattering of repetitive measurements could be reduced compared to those obtained in 2006. However some corrective action is required to reduce the still remaining scattering.

Since the problems related to material heterogeneity and sample positioning was recognized at an international level, the TEP facility has to be modified next year in the frame of an international collaboration between INSA de Lyon, EDF and PSI and the measurements repeated. Additional extensive, accurate and systematic measurements of the Seebeck coefficient SC of un-irradiated material will be performed in order to evaluate the influencing parameters and to explain the scattering

of the available results. The investigations include: The Seebeck Coefficient vs. plastic strain, thermal ageing of virgin material to describe irradiation-induced precipitation processes (< 300 °C) and the effect of heat treatment on the Seebeck Coefficient.

6. Publications and References

6.1. Publication in Scientific Journals

- [1] *H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod*: Microstructural aspects of low cycle fatigued austenitic stainless tube and pipe Steels, *Materials Characterization* 58 (2007) 1006-1015; doi:10.1016/j.matchar.2007.05.011.

6.2. Conference Contributions (without Proceedings)

- [2] *M. Niffenegger*: PSI/BTS Projects. Project Review Meeting, Imperial College London UK, 16.04.2007.
- [3] *M. Ramesh, N. Dewobroto1, D. Raabe1, Zhao2*: Micro and macro mechanical effects in grain scale oligocrystal plasticity experimentation and simulation. DGM-DVM AK-Treffen «Mikrostrukturuntersuchungen im REM» 2007. ETH Zürich, 14.–15.06.2007.
1 Mikrostrukturphysik und Umformtechnik, MPIE Düsseldorf; 2 Dep. of Aeronautics and Astronautics, MIT Cambridge, MA.

6.3. References

- [4] *H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod*: Diagnostik – Diagnostik für Werkstoffschädigung durch Ermüdung, Abschlussbericht (2006) Teil 1: Experimentelles.
- [5] *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.
- [6] *M. Niffenegger, M. Grosse, D. Kalkhof, H. Leber, A. Vincent, L. Pasco, M. Morin*: Material Characterization of Fatigue Specimens made from Metastable Austenitic Stainless Steel, *PSI-Bericht Nr. 03-17* (2003).
- [7] *ASTM Standard E 2368-04*: Standard Practice for Strain controlled Thermomechanical Fatigue Te-

- sting, ASTM International, West Conshohocken, PA, USA, 2005.
- [8] *P. Hähner et al.*: Validated Code-of-Practice for Strain-Controlled Thermo-Mechanical Fatigue Testing, Office for Official Publications of the European Communities, Luxemburg, 2006 (ISBN 92-79-02216-4).
- [9] *H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod*: Diagnostik für Werkstoffschädigung durch Ermüdung, final report (2006) Part II: Modelling.
- [10] *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.
- [11] *J. W. Hutchinson*: Elastic-plastic behaviour of polycrystalline metals and composites, *Proceedings of The Royal Society of London A* 319 (1970) 247–272.
- [12] *K. S. Chan*: A microstructure-based fatigue crack initiation model, *Metallurgical Material Transactions* 34A (2003) 43–58.
- [13] *D. Kalkhof, M. Grosse, M. Niffenegger, H. J. Leber*: Monitoring fatigue degradation in austenitic stainless steels, *Fatigue and fracture of Engineering Materials and Structures* 27(2004) 595–607.
- [14] *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 of Engineering A* 118 (1989) 41–51.
- [15] *J. Polak*: Cyclic deformation, crack initiation, and low-cycle fatigue, in *Comprehensive Structural Integrity*, R. O. Ritchie ed., Vol. 4, Elsevier (2007).
- [16] *C. Bathias, J. P. Bailon*: *La fatigue des matériaux et des structures*, Hermès (1997) 535.
- [17] Effect of LWR coolant environments on the fatigue life of reactor materials, NUREG/CR-6909 (2007).
- [18] *B. Tirbonod*: Models for crack initiation and propagation in Stage I by thermomechanical fatigue for the DIAGNOSTIK II project, PSI internal report in preparation.
- [19] *T. Mura*: A theory of fatigue crack initiation, *Materials Science and Engineering A* 376 (1994) 61–70.
- [20] *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
Beauftragte 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 30. April 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, Gösigen 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 AN 425 [1] für die dynamische Prüfungen angeschwungener Kerbschlagproben eine eigene Prüfrichtlinie. Obschon soweit wie 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 525 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 an verschiedenen Probenformen und Probengrös-

sen 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 ZSÜ-Übergangskurve bei kleineren Proben und bei rascher Beanspruchung steiler verläuft als bei grösseren und 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. Als erste Prüfungen wurden die Zugversuche und Kerbschlagbiegeversuche durchgeführt. Für den Zugversuch liegen Kennwerte für den Temperaturbereich von -150 °C bis $\pm 23\text{ °C}$ vor. Diese werden zur Auswertung der Master-Curve-Tests nach ASTM E1921 sowie für Risswiderstandskurven nach ASTM E1820 benötigt.

Die vollständige Kerbschlagarbeits-Temperaturkurve ermöglicht die Bestimmung der Übergangstemperaturen als Kennwerte. Mit ersten quasistatischen Versuchen wurde begonnen (Master-Curve-Tests nach ASTM E1921 und Risswiderstandskurven nach ASTM E1820, jeweils an PCC-Biegeproben mit $a/W=0,5$ sowie an 1T-C(T)-Proben, diese wiederum jeweils mit Ermüdungsanriss bzw. mit einem neuartigen, erodiertem Kerb).

Einleitung/Hintergrund

Nach heutigem Verständnis ist für eine fundierte Beurteilung der Sicherheit und Lebensdauer fehlerbehafteter Bauteile eine bruchmechanische Analyse unerlässlich. Beim Bau der ersten KKW in der Schweiz war dies noch anders. Zur Überwachung der strahlungsinduzierten Versprödung von Reaktordruckbehältern wurden damals lediglich Kerbschlag- und Zugproben vorgesehen. Wenn es aber heute um die Beurteilung von Fehleranzeigen der ZfP geht, oder ein Konzessionsverlängerungsgesuch zu prüfen ist, hat dies selbstverständlich auf dem gegenwärtigen Stand der Technik zu geschehen. Es stellt sich deshalb die Frage, wie aus den vorliegenden Probenätzen von Charpy- und Zugproben bruchmechanische Kennwerte so gut wie möglich abzuschätzen sind.

Bei der Konstruktion der neueren KKW der Schweiz, Gösgen und Leibstadt, sind dann bruchmechanische Kenntnisse schon ansatzweise eingeflossen und entsprechend auch bruchmechanisch auswertbare Proben zur Alterungsüberwachung im RDB eingelagert worden. Namentlich für die in den KKW Gösgen und Leibstadt vorhandenen angeschwungenen Kerbschlagproben (PCC-Proben) gibt es jedoch bis heute noch keine internationale Norm, nicht einmal eine allgemein anerkannte Prüfvorschrift. Deshalb schuf die HSK mit der AN 425 [1] für die dynamische Prüfungen angeschwungener Kerbschlagproben eine eigene Prüfrichtlinie. Diese wurde kürzlich neu überarbeitet und als Revision 4 herausgegeben. Obschon soweit wie möglich auf Konsistenz mit verwandten internationalen Normen geachtet wurde, enthält sie verschiedene neue Ansätze zur materialsparenden Auswertung derartiger dynamischer Prüfungen. Bevor sie zur Anwendung in der Überwachung der Kernanlagen freigegeben werden kann, ist es notwendig, *die neue Richtlinie durch experimentelle Überprüfung an vergleichbaren Werkstoffen aus RDB Biblis C zu validieren und allfällige Schwachstellen zu korrigieren.*

Zur Charakterisierung der Bruchzähigkeit metallischer Werkstoffe ist zwischen der Hochlage (Zähbruch) und dem Zäh-Spröd-Übergangsbereich (ZSÜ) zu unterscheiden. In der Hochlage wird die J-R-Kurve ermittelt, woraus sich die Initiierungszähigkeit bestimmen lässt. Im Bereich des ZSÜ ferritischer Stähle steht die Master-Curve- (MC) Methodik nach ASTM 1921 im Vordergrund. Diese Verfahren sind aber beide für die Prüfung von angeschwungenen Kerbschlagbiegeproben (PCC-Proben) nur bedingt geeignet. *Zur Ermittlung bruchmechanischer Kennwerte aus dynamischen Versuchen an PCC-Proben im oberen ZSÜ-Bereich und in der Hoch-*

lage lassen sich die bekannten Methoden der statischen Prüfung nicht adaptieren. Es gibt aus prinzipiellen Gründen effektiv kein «exaktes» Verfahren, so dass Näherungsverfahren zur Anwendung kommen müssen. *Ein entsprechendes, relativ einfaches Verfahren ist in HSK AN 425 enthalten.* Die verwendeten Formeln basieren vorwiegend auf theoretischen Grundlagen. Eine *systematische experimentelle Validierung* steht noch aus und ist Teil des vorliegenden Projekts.

Abgesehen von der Schwierigkeit der Ermittlung bruchmechanischer Kennwerte aus Schlagversuchen besteht eine grundsätzliche Problematik in ihrer *Übertragbarkeit auf grössere Komponenten*, werden doch die Grössenbedingungen der «Gültigkeit» oft nicht erfüllt. Eine diesbezüglich zusätzliche Schwierigkeit der in den KKW Gösgen und Leibstadt zur Verfügung stehenden PCC-Proben besteht darin, dass die Risslänge nach heutigen Erkenntnissen zu kurz ist ($a/W=0.3$ statt mindestens 0.5). Deshalb werden an der Risspitze kleinere Constraints erzeugt als bei normgerechten Proben, wodurch die Übertragbarkeit der ermittelten Daten zusätzlich erschwert ist. Die in HSK AN 425 *zur Korrektur dieses Effekts vorgesehenen Formeln bedürfen einer experimentellen Validierung.*

Noch nicht abschliessend beantwortet ist die fundamentale Frage, 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.*

Zur MC selbst gibt es allerdings auch noch einige offene Fragen. Sie bezieht sich grundsätzlich auf 1T-CT-Proben. Aus diversen Untersuchungen ist bekannt, dass die ermittelte Referenztemperatur relativ stark von der Probenform und -grösse abhängt. Deshalb stellt sich bei der Verwendung von PCC-Proben auch hier die Frage nach dem *Einfluss der Probenform und der Übertragbarkeit der Ergebnisse auf grosse Komponenten.* Eine offene Frage ist auch die Fortsetzung der MC im oberen ZSÜ-Bereich, d.h. ihr Übergang in die Hochlage.

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 (8T, 4T, 2T, 1T-PCC). Hierbei gibt T das Vielfache von 10 mm der Probenbreite einer Standard-Charpyprobe (10 mm x 10 mm x 55 mm) an. Ausserdem werden die Ergebnisse mit denen anderer Probengeometrien verglichen (1T-C(T)-Proben), wobei hier 1T = 25.4 mm Probendicke bedeutet.

3. Form der MC

Es gibt theoretische und experimentelle Hinweise, dass die ZSÜ-Übergangskurve 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 $-100^\circ < T < 25^\circ\text{C}$
- 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. 4

- 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 «Pre-cracked 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 2T-PCC bzw. 4T-PCC Proben)
- Bruchversuche an 4 Grossproben (grösste aus dem vorhandenen Versuchsmaterial herstellbare Proben proportional zu PCC-Proben, d.h. ca. 8-fache PCC-Proben) bei zwei Temperaturen
- MC von 1T-CT-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 (PCC) mit jener von 1T-CT 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)
- Ermittlung der statischen Grenzgeschwindigkeit durch Variation der Beanspruchungsgeschwindigkeit bei konstanter Temperatur.

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 2007 waren die Probenfertigung, die Grundcharakterisierung (AP1) sowie die Mehrzahl der quasistatischen Master-Curve-Tests und Risswiderstandskurven:

- Zur Probenentnahme stehen zwei Segmente aus dem RDB Biblis C zur Verfügung. Die Proben sollen aus den zentralen $2/3$ der Wanddicke der gelieferten Segmente entnommen werden (d.h. die Randschichten sollen nicht verwendet werden). Die Probenorientierung ist in allen Fällen als T-S gemäss ASTM E399 zu wählen. Die Proben sind so zu bezeichnen, dass eine Zuordnung der Proben zur Entnahmestelle jederzeit möglich ist.
- Planfräsen der beiden Segmente: Ziel Frühjahr/Sommer 2007.
- Probenfertigung soweit technisch machbar (Sommer/Herbst 2007): 30 Zugversuchsproben, 30 Charpy-V-Proben für Kerbschlagbiegeversuche, alle 36 1T-C(T)-Proben für die AP 1, 3 und 4, vier Rohlinge der 8T-PCC-Proben (AP 4, über die genaue Kerbgeometrie kann erst nach Auswertung der ersten MC-Tests entschieden werden) sowie 75 Stück 1T-PCC-Proben, also in etwa der Hälfte der mindestens benötigten 132 1T-PCC-Proben. Für die restlichen 1T-PCC-Proben liegt erst nach Prüfung der 8T-PCC-Proben wieder genügend Rohmaterial vor.
- Durchführung und Auswertung der folgenden Versuche (Herbst/Winter 2007):

- Grundcharakterisierung gemäss AP1 (Zugversuche, Kerbschlagbiegeversuche)
- quasistatische Master-Curve- (MC-) Tests nach ASTM E-1921 sowie die quasistatischen Risswiderstandskurven nach ASTM E1821, inkl. fraktografischer Untersuchungen (zu AP 3, 4 und 5):
- 1T-C(T)-Proben (ermüdet bzw. mit $d = 0.1$ mm EDM-Kerb versehen)
- 1T-PCC-Proben ($a/W = 0.5$; ermüdet bzw. mit $d = 0.1$ mm EDM-Kerb)

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Die Proben wurden planmässig gefertigt.

Die Zugversuchskennwerte als Mittelwert aus jeweils 2 Versuchen sind in Tabelle 1 bzw. Bild 1 dargestellt.

Die allgemeine Fitfunktion lautet $y = y_0 + A \cdot \exp^{R_0 x}$.

für die $R_{p0.2}$ -Dehngrenze ergibt sich

$$R_{p0.2}(T) = 398 + 39.3 \cdot \exp(-0.01095 \cdot T) \quad R^2 = 0.98,$$

Für die Zugfestigkeit R_m ergibt sich

$$R_m(T) = 557 + 50.95 \cdot \exp(-0.0093 \cdot T) \quad R^2 = 0.98.$$

Die Ergebnisse der Kerbschlagbiegeversuche und die Übergangstemperaturen sowie die Hochlagezähigkeit USE sind in Bild 2 dargestellt. Durch die Ermittlung einer vollständigen Kerbschlagarbeits-Temperaturkurve können erstmals die Kennwerte der Übergangstempe-

T in °C	$R_{p0.2}$ (MPa)	R_m (MPa)
22	432.8	588.9
22	426.5	579.3
0	425.5	595.4
0	445.3	605
-25	452.6	621.1
-25	457.6	623.5
-50	455.1	636.4
-50	460.3	638.9
-75	496.9	676
-75	488.6	666.3
-100	511.8	692.4
-100	530.8	701.7
-125	533.9	711.9
-125	556.2	731
-150	600.3	749.8
-150	607.9	760.7

Tabelle 1: Zugversuchskennwerte aus Versuch #32.

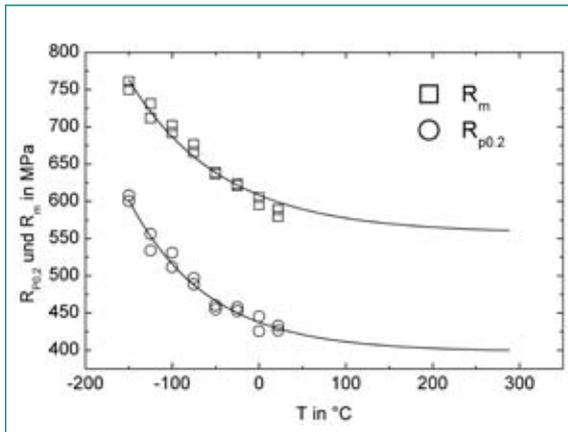


Bild 1: Ergebnisse des Zugversuches #32, $R_{p0,2}(T)$ und $R_m(T)$ und Fitkurven.

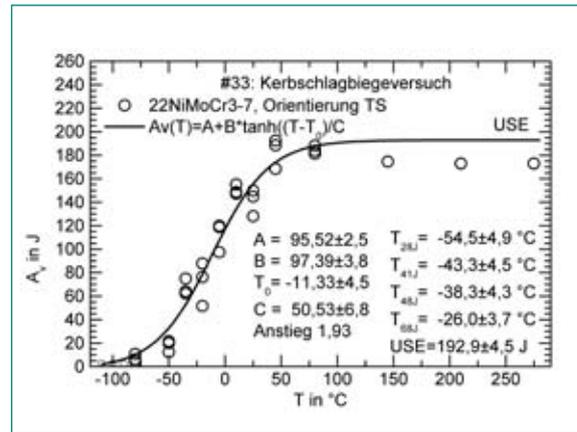


Bild 2: Ergebnisse der Kerbschlagbiegeversuche #32.

aturen bestimmt werden, was in [2] auf Grund des geringen Probenumfangs nicht möglich war.

Die Ergebnisse der Master Curve und Risswiderstandskurven werden derzeit ausgewertet.

Die fraktografischen Untersuchungen ergaben bei den MC-Tests an ausgewählten, repräsentativen Proben ein transkristallines Bruchbild. Es war kein stabiler Rissfortschritt nachweisbar. Im Bruchbild der JR-Test-Proben konnte keine Stretchzone bestimmt werden. Eine Auffälligkeit zeigte die JR-Test-Probe CT36. Im Gebiet des Ermüdungsanrisses fanden sich ausgeprägte Siliziumoxide, Bild 3.

Internationale Zusammenarbeit

Der experimentelle Teil des Projekts wird am Forschungszentrum Dresden-Rossendorf e.V. (FZD) durchgeführt und ausgewertet, während dem Projektleiter Herrn

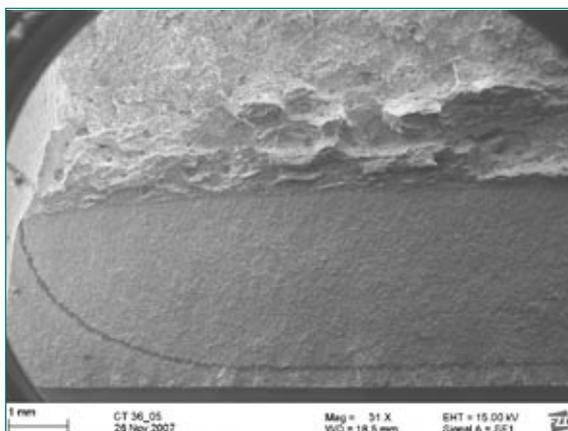


Bild 3: Ausgeprägte Siliziumoxid-Streifen im Gebiet des Ermüdungsanrisses der Probe CT36.

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 2007 und Ausblick 2008

- Die angelieferten, unbeschleunigten Reaktordruckbehältersegmente wiesen an ihren dünnsten Stellen nur ca. 78 mm Wandstärke auf. Demzufolge war abzusehen, dass die Abmessungen der 8T-Proben nicht exakt proportional zur achtfachen Charpyprobegeometrie (10 x 10 x 55 mm) wird. Nachdem das Beschleifen so materialsparendst wie möglich durchgeführt wurde, lag die Wanddicke der 8T-PCC-Proben bei 77,2 mm statt der optimalen 80,0 mm + Bearbeitungszuschlag (80,8 x 77,2 x 375 mm). Folglich werden später auch die aus den 8T-Proben hergestellten 4T- bzw. 2T-Proben untermässig sein. Das Master-Curve-Konzept beinhaltet jedoch eine Probendickenkorrektur für Proben beliebiger Dicke (Rissfrontlänge), so dass sich normgerechte MC-Ergebnisse erzielen lassen.
- Die Probenfertigung wurde plangemäss abgeschlossen.
- Die Zugversuche und Kerbschlagbiegeversuche gemäss AP1 wurden plangemäss durchgeführt. Es liegen Kennwerte für den Temperaturbereich von -150 °C bis $+23\text{ °C}$ vor. Die Zugversuchskennwerte dien(t)en der Auswertung der MC-Versuche und der Risswiderstandskurven. Die vollständige Kerbschlagarbeits-Temperaturkurve ermöglicht die Bestimmung der Übergangstemperaturen als Kennwerte.

- Ursprünglich nicht im AP 1 vorgesehen, aber die Auswertung der noch ausstehenden MC-Versuche und Risswiderstandskurven bei erhöhten Prüfgeschwindigkeiten erleichternd, werden im Jahr 2008 an überzähligen Reserveproben quasistatische Zugversuche bei 288 °C sowie Zugversuche bei drei verschiedenen erhöhten Prüfgeschwindigkeiten durchgeführt.
- Die noch übrigen 7 Stück 1T-C(T)-Reserveproben werden in einem zusätzlichen Experiment im AP 4 geprüft.
- Die vier 8T-PCC-Biegeproben werden auf $a/W=0,5$ ermüdet und nach ASTM E1921 geprüft (zu AP 4).
- Aus zwei 8T-PCC-Bruchhälften werden 4T-PCC-Biegeproben erodiert (ca. 40x38x180 mm) und geprüft, nach deren Prüfung wiederum aus den 4T-Bruchhälften die 2T-PCC-Proben gefertigt usw. (zu AP 4). Aus weiteren 8T-PCC-Bruchhälften werden die restlichen 1T-PCC-Proben gefertigt. An ihnen werden die noch ausstehenden Versuche aus AP 2-AP7 durchgeführt.

Referenzen

- [1] Prüfrichtlinie *HSK-AN-425 Rev. 5*, Verfahren zur bruchmechanischen Auswertung von instrumentierten Schlagbiegeversuchen an angerissenen Kerbschlagbiegeproben. HSK, 14.08.2007
- [2] *Seifert, Ritter*: Characterisation of the Lower Shell and Weld Material of the Biblis C Reactor Pressure Vessel, PSI Bericht Nr. 02-01. ISSN 1019-0643.

STARS

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

Author and Co-Authors	Martin A. Zimmermann and collaborators from the project team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet Address	056 310 27 33, Martin.Zimmermann@psi.ch http://stars.web.psi.ch
Duration of Project	January 1, 2006 to December 31, 2008

ABSTRACT

The explorative analysis of the first BWR RIA experiment of the ALPS program provided new insights into the complex mechanisms operational during such fuel transients. The successful participation in a benchmark in the framework of the OECD SCIP project demonstrated the potential of the FALCON code with the coupled GRSW-A fission gas model.

The TRACE code has further matured, and migration of the legacy BWR inputs to TRACE was started. At the same time, analysis of selected ROSA PWR-SBLOCA-experiments showed the good performance of this code, but also indicated that occasionally small detail (e.g. small leakage flows) may turn out crucial for successful analysis. Assessment work on condensation in U-tubes, of particular importance during reflux-condenser mode, found a strong interest from the code developers and will form an PSI in-kind contribution to CAMP.

STARS continues to develop uncertainty evaluation for best-estimate applications: The PhD-thesis on objectively deriving uncertainty characteristics of important model parameters (e.g. void, CHF) was successfully completed. Work on the application of the uncertainty evaluation methodology applied in

STARS to a PWR scenario (BEMUSE phase IV) was also successfully completed with good results when compared to the international participants. In that perspective, a study related to the main steam-line break analysis of a PWR also provided useful information on possible contributors to any uncertainty evaluation of coupled analysis that arise from the cross section formalism used in the kinetic module.

A PhD study was initiated to develop a coupling between a CFD code and TRACE, and the proof-of-principle application has been implemented.

Considerable effort was spent on updating the core models, and the respective computing environment CMSYS has been upgraded respectively. The updating of the criticality safety analysis method by integrating the most modern nuclear data libraries ENDF/B-VII and JENDL-3.3 yielded a strong reduction of the keff-bias when compared to a large benchmark suite.

Finally, STARS was able to provide preliminary analysis within 24h of the request for a plant transient that happened this year. This expedite response was made possible by very experienced and knowledgeable experts using an efficient project infrastructure.

Project Goals

The mission of the **STARS project** is to maintain and further develop a comprehensive state-of-the-art best-estimate safety analysis methodology – including criticality safety – for reactor states ranging from normal operation to beyond design conditions (before core melt) and integrate the necessary tools into a consistent system. In effect, the STARS project acts as **technical support center for LWR Safety Analysis** with the following general goals:

- Conduct research necessary to further develop the high level of expertise of the project team as well as to improve the integrated state-of-the-art analysis methodologies;
- Perform independent safety analysis and related studies at the request of HSK;
- Perform studies on safety and operational issues at the request of the Swiss utilities;
- Provide general neutronic analysis incl. scientific services to the Swiss utilities.

Specific goals set for 2007 were grouped under 4 major headings representing somehow main directions of the research work of STARS, in addition to selected topics that currently are more of an exploratory character or help to extend the project infrastructure.

Goals for 2007

The main directions for 2007 are outlined below. (Some routine activities in direct support of the project infrastructure are not mentioned.)

- Enhance fuel modeling capability:
 - Initiate analysis of selected RIA and LOCA experiments from the ALPS program.
 - Continue participation in the Halden LOCA-experiments with TH and thermo-mechanical analysis, refine modeling of the relocation phenomenon and transfer insights to safety analysis; support design of the planned BWR-experiment.
 - Continue the improvements of FALCON in relation to FG-modeling.
 - Analyze selected CABRI RIA experiments (MOX and UO₂) pending availability of the respective data.
- Continue research on uncertainty assessment:
 - Continue participation in CSNI/GAMA/BEMUSE Phase IV-VI (application to PWR).
 - Participation in new NSC uncertainty benchmark (UAM) phase I addressing cross-section uncertainty.
 - Participate in IAEA Uncertainty CRP (incl. task coordination).
 - Continue developing uncertainty evaluation capability for fuel behaviour analysis.
- Continue with TRACE assessment:
 - Analysis of selected tests from the ROSA program.
 - Continue assessment of condensation models.
 - Apply official release version to a simple BWR-problem.
 - Assess the generalized radiation heat transfer model using the Halden LOCA data.
- Assess capability of TRACE to analyze wave propagation problems following LOCA-events, especially in the perspective of mechanical loads on reactor internals.
- Continue development of CFD application for NPP representative geometries:
 - Complete single-phase mixing analysis capability for the KKG reactor using CFX-5.
 - Initiate PhD-study on coupling of CFD with TRACE.
- Complete pre-CHF correlation work.
- Continue participation in NURESIM:
 - Perform core physics benchmarks.
 - Perform coupled TH-neutronics analysis for the OECD/NEA PWR MSLB Benchmark.
- Continue development of Monte Carlo methodology:
 - Implementation of burnup credit for criticality safety assessment.
 - Activation of the bio-shield.
 - Perform fast fluence analysis for additional NPP.
- Develop capability for LOCA analysis for EPR.
- Explore coupling of SIMULATE-3K to TRACE / RETRAN-3D.

Work Carried Out and Results Obtained

Parametric Optimization with the FALCON Code of the Further High Temperature LOCA Test in Halden

The next LOCA test at Halden (IFA-650.7) will be the first experiment within the Halden LOCA program addressing the behaviour of commercially irradiated BWR fuel. It is planned to test a fuel segment with a pellet-averaged burn-up of 44.3 MWd/kgU. It will be subjected to a heat-up with a asymptotic peak cladding temperature of about 1150 °C. The preliminary problem statement was first discussed during a Special LOCA Meeting in Storefjel Resort Hotel, Norway, on March 13, 2007 where it was decided to perform calculations using of

appropriate fuel behaviour and thermo-hydraulic codes to define the characteristics of test fuel rod design, specifically, the plenum volume and the filling gas pressure, such that after burst a maximum cladding balloon size would develop.

A comprehensive computational study has been executed in view of optimizing the fuel rod design parameters and heat-up conditions to be implemented in IFA-650.7. Most of the calculations have been performed using the FALCON fuel behaviour code [1], utilizing the results of the TRACE thermo-hydraulic code as a basis for obtaining thermal-hydraulic boundary conditions. For the sake of higher flexibility, it was found advantageous to employ the FRELAX sub-code [2] (Halden LOCA oriented thermo-hydraulic supplement of the FALCON), after it had been tuned by the results of TRACE and verified against the data of the preceding LOCA tests at Halden.

The main goals of the PSI analysis were defined to be:

- Optimizing the cladding burst strain (size and volume of the balloon) in consideration of the existing design of the LOCA test rig.
- Achieving better consistency of the test fuel rod parameters with those of commercial BWR fuel rods.
- Giving proper allowance for the uncertainty in modeling assumptions, specifically, those related to the criterion for high temperature cladding failure based on the concept of critical cumulative damage index of the FALCON code [3].

The following specific recommendations have been developed for the characteristics of both the optimal fuel rod design and the heat-up conditions:

- The initial free volume of the fuel rod should be the same as in the preceding LOCA tests, i.e. about 20 cm³.

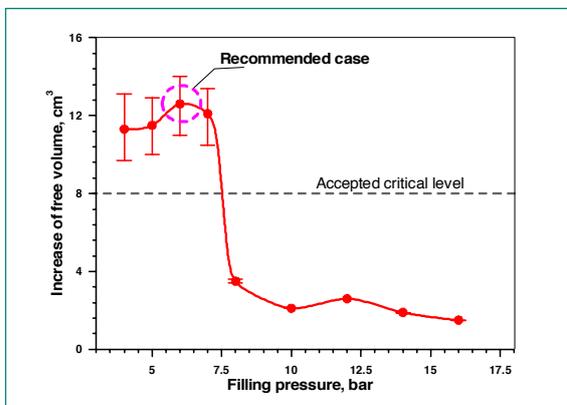


Fig. 1: Calculated characteristics of cladding strain at LOCA-stipulated burst, viz. (a) volume of the balloon as function of initial filling pressure.

- The gas filling pressure should be significantly reduced from 40 bar (25 °C) in the previous LOCA tests to 6 bar in the planned IFA-650.7.
- The target peak cladding temperature should reach 1150 °C .

The corresponding prediction with the FALCON code can be summarized as follows:

- The calculated volume of the cladding balloon formed after burst amounting to 12.6 cm³ is large enough to ensure the onset of axial fuel relocation and the corresponding reduction of fuel stack length, according to the empiric criterion based on data from relevant experiments carried out earlier at KfK [4].
 - Calculated local peak strain of cladding after burst, 55.4 %, is low enough to avoid a mechanical contact of the deformed cladding with the heater.
 - The characteristic ratio of gas volume in the rod to active volume of the fuel stack is reduced more than six-fold compared to the preceding tests, bringing this parameter to a better correspondence with the real BWR fuel.
- These findings have been documented in a Technical Report to be submitted to the experimental team of the Halden Project [5].

Improvement and Verification of the FALCON Code Coupled with the GRSW-A Fuel Model

Having completed the integration of the GRSW-A model into the FALCON code and respective preliminary testing [6], further validation of the advanced FALCON code against available experimental data was worked on using two datasets addressing thermal and mechanical behaviour of high burn-up LWR fuels (from both PWR and BWR) during power ramps in research reactors .

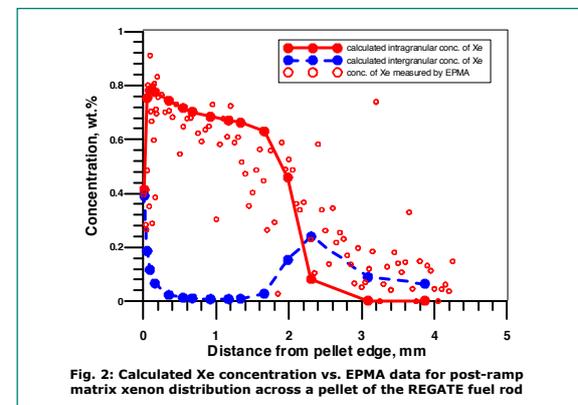


Fig. 2: Calculated Xe concentration vs. EPMA data for post-ramp matrix xenon distribution across a pellet of the REGATE fuel rod..

The analysis of the REGATE experiment with high burn-up PWR fuel aimed at a preliminary evaluation of the predictive capability for both steady-state and transient fission gas release (FGR), as well as transient cladding deformation (residual change of cladding diameter) and fission product distribution after power transient based on the experimental data that had become available in the framework of the IAEA fuel modeling project FUMEX II [7]. The analysis dealt with a segment of the full-scale segmented fuel rod base irradiated in the Gravelines-5 PWR to a pellet burn-up of 50 MWd/kgU and further submitted to a power ramp in the SILOE research reactor. FALCON coupled with GRSW-A has demonstrated reasonable capability of predicting integral FGR in the selected rod both for base irradiation and power ramp with the same GRSW-A model used. Besides, the adequacy of modeling local FG behaviour was confirmed by a reasonable agreement with the results of EPMA for Xe and Cs (Fig. 2).

In addition, the comparison of calculation results executed with and without gaseous swelling due to pore formation confirmed that the evolution of the fuel porosity must be taken into consideration for the prediction of the cladding residual strain measured by post irradiation profilometry.

Similar conclusions were derived from the analysis of KKL fuel rods ramp test data (OECD project SCIP).

Application of FALCON Coupled with GRSW-A to Analysis of the Behaviour of Failed Fuel during a Pulse-Irradiation Test

The Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has been conducting a comprehensive program directed at «Advanced LWR Fuel Performance and Safety» (ALPS) to promote a better understanding of fuel behaviour under accidental conditions and to provide a database for regulatory judgment. The LS-1, carried out on March 27, 2006 is the latest pulse-irradiation experiment which dealt with a fuel sample refabricated from a standard BWR fuel rod irradiated to a pellet-averaged burn-up of 69 MWd/kgU in the Leibstadt BWR (KKL) [9]. The LS-1 test was performed in the experimental capsule specially designed for simulation of Reactivity Initiated Accident (RIA) in the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR). The LS-1 test rod was subject to a pulse-irradiation with integral energy injected of 527 J/g and a half-width of the pulse of 4.4 ms at atmospheric pressure and at room temperature.

When performing the FALCON analysis we first calculated the gas pressure balance in intra-granular bubbles by considering the bubble surface capillarity and the external hydrostatic pressure. It is seen from the multi-group calculation of the bubble-size distribution that the sharp increase of the fuel temperature leads to a dramatic bubble over-pressure. This suggests a high compressive micro-stress to be formed around bubbles. As already shown in the literature [10], [11], such over-pressure can, to a large extent, or even totally suppress the bubble coalescence due to the repulsive forces exerted on each bubble from the stress field induced by the neighbour, when the inter-bubble distance would become small enough for them to coalesce. Although, according to the calculation, the relaxation of bubble over-pressure happens rather quickly due to their growth, the mentioned suppression of bubble coalescence is expected to be an important factor leading to the mitigation of the intra-granular gaseous swelling and faster gas arrival at grain boundaries, which evidently may facilitate grain boundary gaseous swelling and fission gas release.

The cladding failure, early in the phase of energy injection, could result in a drastic ingress of the steam into the free volume of the rod, which then gets into contact with the surfaces of the pellet fragments causing intensive oxidation of the fuel, first of the grain boundary network area [12].

In order to further explore the impact of the two specific features in the behaviour of the failed fuel during fast power transient (LS-1), we run trial calculations with the heuristic assumptions of

1. absence of bubble coalescence throughout the transient and
2. enforced increase of the local O/U ratio in close vicinity of the grain boundaries from the initial value (2.001) up to the one of U_3O_8 (2.67).

The former of these assumptions, along with the account for the irradiation induced resolution, suggests restriction of the mechanisms under consideration for fission gas transport from the grain matrix to the boundary to mono-atomic diffusion, whereas the second one facilitates the predicted growth of boundary pores through the increase of local concentration and, therefore, diffusive fluxes of the thermal equilibrium vacancies. The outcome of this path-finding calculation is in reasonable agreement with the available data, viz. measured high quantity of fission gas relea-

sed and the high extent of pellet fragmentation, which is qualitatively consistent with the predicted tendency to grain separation due to the formation of significant intergranular porosity throughout the pellet volume (Fig. 3).

Nevertheless, the calculated onset of gaseous swelling using essentially conservative assumptions is predicted to take place well after the moment of cladding failure, which, according to the calculation of cladding stress and strain conditions at the moment of failure (known from measurement), is due to purely elastic strain (Fig. 4) caused by the thermal expansion of the pellet. This suggests a minor role of gaseous swelling in the failure of the LS-1 cladding.

Thus, new insights are provided by this work, thereby emphasizing the need for further development of the model in the part of the behaviour of highly overpressurized intragranular bubbles during fast thermal transients and the kinetics of fuel oxidation in failed fuel rods.

OECD/NEA BEMUSE Programme – Phase IV Sensitivity Analysis for a Large Break LOCA 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 (BE) system analysis codes. While the first phases of the Programme have focused on the application of BE codes and uncertainty methodologies to a LOCA in the LOFT integral test facility, the successive phases address wa Large Break LOCA in the Zion nuclear power plant, a 4-loop PWR.

The Phase IV of the BEMUSE Programme has been carried out and completed. It consists of the simulation of a Large Break LOCA in the 4-loop PWR Zion reactor and in a sensitivity analysis. A TRACE nodalization has been developed on the basis of an existing RELAP5 deck. Following the latest specifications [13], issued in July 2007,

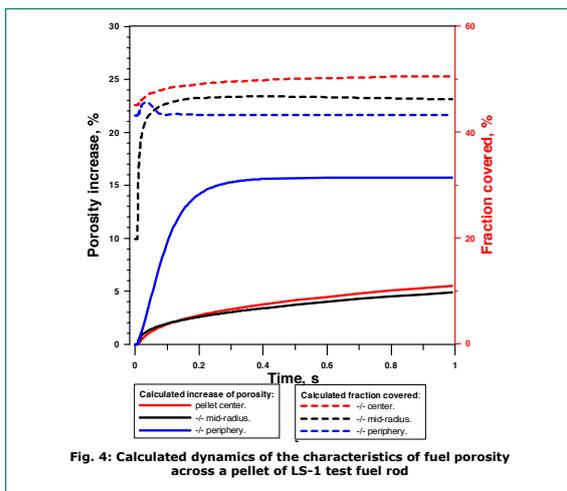


Fig. 3: Calculated dynamics of the characteristics of fuel porosity across a pellet of LS-1 test fuel rod.

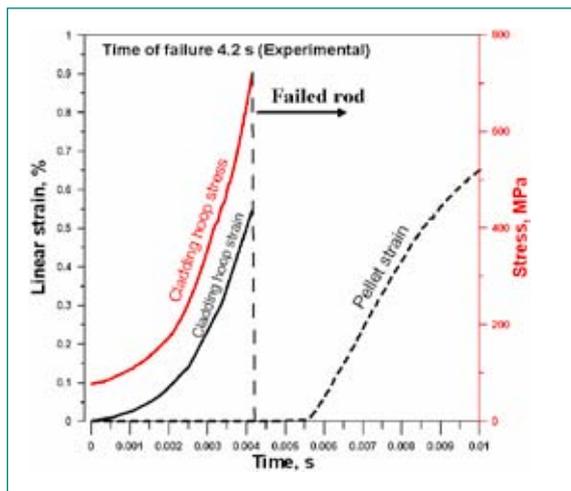


Fig. 4: Calculated characteristics of cladding strain and pellet gaseous swelling against cladding hoop stress in LS-1 test fuel rod.

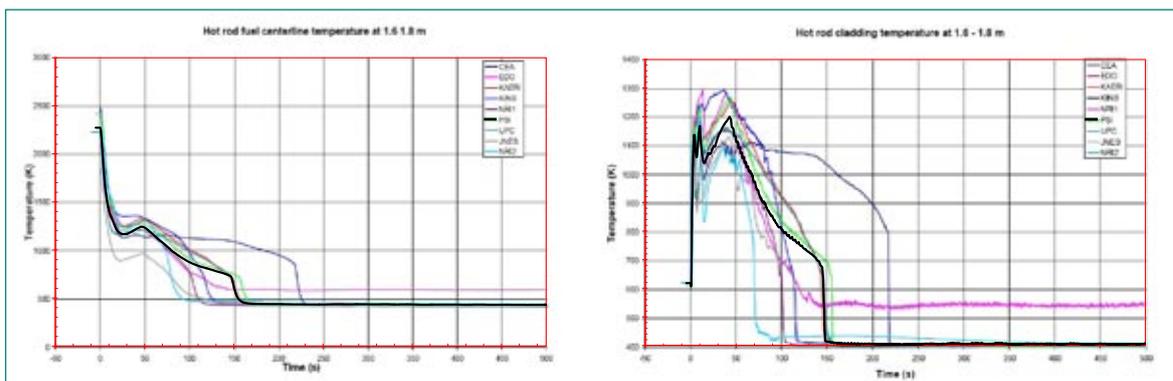


Fig. 5: Hot rod centerline (left) and cladding temperature (right) at 2/3 core height.

the core model has been expanded to include 4 radial rings. Five separate core regions (hot rod, hot assembly, hot channel, average channel and peripheral channel) are modeled.

In Fig. 5 a preliminary comparison is presented between PSI results and other participants of the BEMUSE programme. In particular, the fuel temperature and the cladding temperature are shown for the hot rod at 2/3 elevation, where the highest values are expected. The results obtained at PSI with the TRACE code are well in line with the results provided by the other participants. In addition, a sensitivity study has been performed. The influence of ten parameters on the PCT has been investigated. It has been found that the PCT is mostly influenced by a change in fuel conductivity or by changing fuel rods dimensions from cold to hot conditions. A strong influence on the PCT is found also when the gap conductivity is varied or if the maximum linear power of the hot rod is changed. The strongest influence on the reflooding time is given by the change of containment pressure evolution and by the change in decay power.

Analysis of ROSA-V SBLOCA in Vessel Experiment 6.1 Using TRACE

Recent inspections of the vessel head wall of pressurized water reactors (PWRs) have brought out the existence of significant wall degradation around the control rod drive mechanism. Axial nozzle cracking and small leakages were found in different power plants [14]. Investigations at Davis-Besse Nuclear Power station have revealed a localized large reduction of the vessel head wall thickness which could lead to a SBLOCA transient [15] initiated by small break at the upper head of the reactor pressure vessel (RPV). In this context, the OECD/NEA ROSA project conducted various tests at the ROSA Large Scale Test Facility (ROSA/LSTF) as part of the ROSA-V test program for safety research and safety assessment of LWR plants.

The OECD/NEA ROSA project aims at addressing thermal-hydraulic safety issues relevant for light water reactors through experiments making use of the ROSA/LSTF, a facility that simulates a Westinghouse design PWR with a four-loop configuration and 3423 MW_{th}. Areas, volumes and power are scaled down by a ratio of 1:48 while the elevations are kept at full height. Only two loops, sized to conserve the volume scaling (2:48), are simulated.

Test 6-1, following the findings made at Davis-Besse, simulated a RPV upper-head small break LOCA with a break

size equivalent to 1.9% cold leg break [16]. The experiment assumes a total failure of the high pressure injection system (HPIS) and a loss of off-site power concurrent with the scram. As part of the accident management the SG relief valves are fully opened to cool down the system when the core outlet temperature reaches 623 K.

The main purpose of the study presented here is to assess the capabilities of the BE code TRACE to reproduce the physical phenomena involved in SBLOCA transients. A post test calculation of test 6-1 using TRACE (version 5.0) is presented. A previously developed nodalization of the ROSA test facility was used as starting point [17]. A full control system was developed in order to reach a correct steady-state as well as to perform the necessary actions taken during the transient. Sprays, relief valves, safety valves and corresponding control systems were included in the pressurizer. Separator components were inserted into the steam generators, thus improving the secondary-side system behaviour.

Afterwards, most of the work was focused on the nodalization of heat structures and its materials which are of main relevance during SBLOCAs. Another important point to correctly simulate this transient is the accurate nodalization of two bypasses connecting the hot leg with the downcomer (DC) and the DC with the upper head respectively. Their location is schematically displayed in Fig. 6. A more realistic nodalization of the former one led to an improvement of the core level evolution.

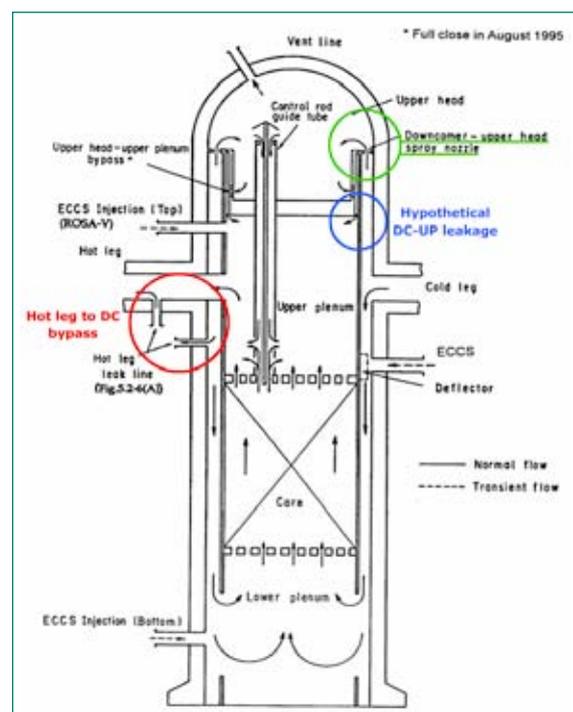


Fig. 6: Coolant flow path in RPV of the ROSA test facility. Source: JAEA

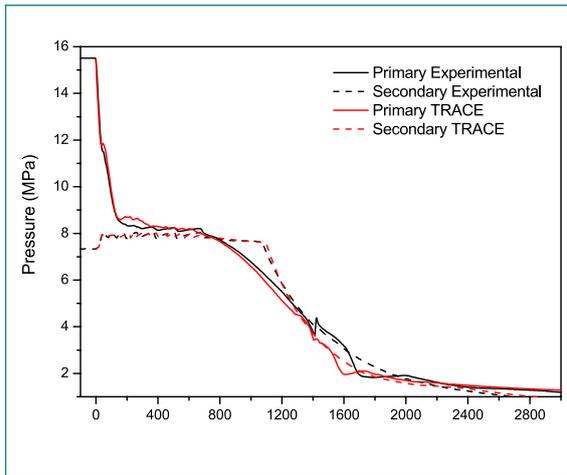


Fig. 7: Primary and secondary pressure of test 6-1.

All modifications yielded a good representation of the events and phenomena taking place in the experiment. The cold leg and DC level evolution in the first part of the transient (500 s) brought forward interesting differences and posed a challenge for the analyst. While the level evolution in the core, upper plenum, upper head and hot legs was matched by the model, the cold leg and DC level could not be correctly simulated. What TRACE was not able to simulate was exactly the DC pressure drop which was reduced after the interruption of circulation in the experiment. This could be due to the over-estimation of the RPV heat losses, the heat transfer through the core barrel, pressure losses around the primary system or the nodalization of the bypass from the hot leg to the DC. None of these possibilities brought out variations to the issue. Following recommendations given in [18], the discrepancy could derive from a possible leak from the DC to the upper plenum through the 28 plugged bypass holes in the core support barrel, as marked in Fig. 6. In fact, both the cold leg and the DC level evolutions are correctly simulated supposing, as a first approach, a very small leakage (0.05 %) from the DC to the upper plenum. The new results obtained are shown in Fig. 7. Both the maximum cladding temperature and the core level present values which are closer to the experimental data (Fig. 8). Nonetheless, this hypothesis needs further investigations.

Validation of Film Condensation Models in TRACE

Previous work carried out at PSI with the best-estimate code TRACE has revealed, at certain operating conditions, unsatisfactory predictions of condensation

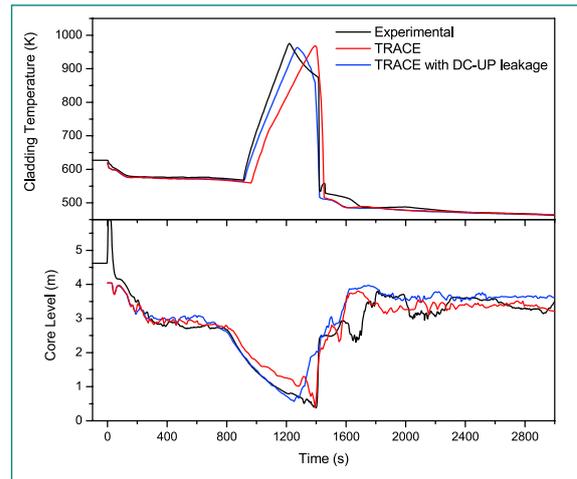


Fig. 8: Maximum cladding temperature and core level of test 6-1.

in steam generators U-tubes during reflux condenser mode (film condensation) and when dealing with condensation of the steam reaching the pressurizer (direct-contact condensation). Therefore, an activity was initiated aiming at the assessment of TRACE condensation models against experiments performed with separate effect test facilities.

The condensation models in the best-estimate code TRACE have been assessed against experiments on direct-contact condensation and film condensation in vertical flows. The effect of non-condensable has been investigated as well. Only the assessment of film condensation models without non-condensable will be reported here.

Two experimental databases have been found in the open literature with regards to film condensation in U-tubes, with steam and liquid film flowing in counter-current configuration (falling liquid film in presence of upward steam flow). The first data set originates from an experimental facility built in Korea at KAIST (Korea Advanced Institute of Science and Technology) with experiments carried out in a 2.8 high U-tube having an inner diameter of 16.2 mm at 1 bar only. The second data set originates from the COTURNE facility of CEA in France. The test section consists of a tube of 4 m height and 20 mm inner diameter. Experiments over a wide pressure range (~ 6 – 60 bar) are available.

The heat transfer coefficient for film condensation is a function of the liquid film Reynolds number Re_{lq} . Therefore, all experimental results can be summarized by reporting the heat transfer coefficient against Re_{lq} . In Fig. 9 the results of the TRACE simulations are reported together with the experimental results from KAIST and CEA facilities respectively. Excellent agreement is ob-

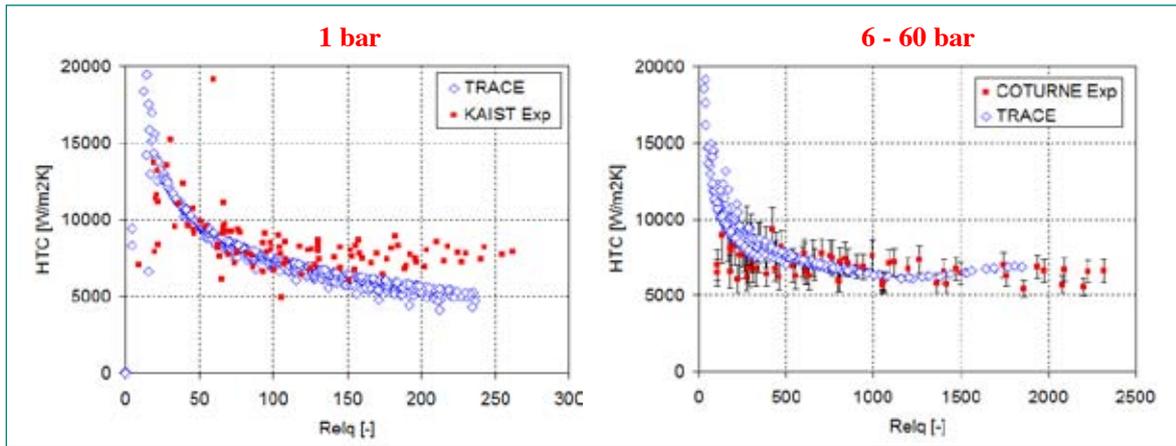


Fig. 9: Experimental and calculated heat transfer coefficients vs liquid film Reynolds number for KAIST (left) and COTURNE (right) test series.

tained in the pressure range from 6 up to 60 bar. Unsatisfactory predictions are obtained at very low pressures (1 bar, Fig. 9 left), where the heat transfer coefficient is mainly under-predicted with the TRACE model (see range of Re_{lq} between 150 and 300).

It has to be pointed out that the KAIST experimental results obtained at atmospheric pressure lie in the same range as the heat transfer coefficients obtained at higher pressures with the COTURNE experimental set-up, i.e. no remarkable pressure dependency of the heat transfer coefficient is observed. TRACE, on the contrary, for a given liquid film Reynolds number, predicts a decreasing heat transfer coefficient with decreasing pressure, which becomes noticeable mostly at low pressures (see Fig. 10, left). The heat transfer coefficient depends on the resistance offered by the film thickness. In Fig. 10 (right) it is shown that the film thickness estimated by TRACE on the basis of the geometrical consideration $\delta = D_h(1 - \alpha)/2$

that is fully consistent with the Nusselt theory, according to which the film thickness is evaluated as:

$$\delta_{Nu} = \left(\frac{3 \mu_l^2}{4 \rho_l^2 g} \right)^{1/3} Re_f^{1/3}$$

The increase of film thickness with decreasing pressure is the main reason for the strong variation of the heat transfer coefficient with pressure, in the low pressure range. The pressure dependency is due to the water properties, which strongly depend on pressure below ~ 10 bar. Therefore, improvements of the condensation models in the laminar film region could be obtained by correcting for the pressure dependence of the heat transfer coefficient (and/or with the estimation of the film thickness).

This work found a strong interest from the TRACE code developers and will form a PSI in-kind contribution to CAMP.

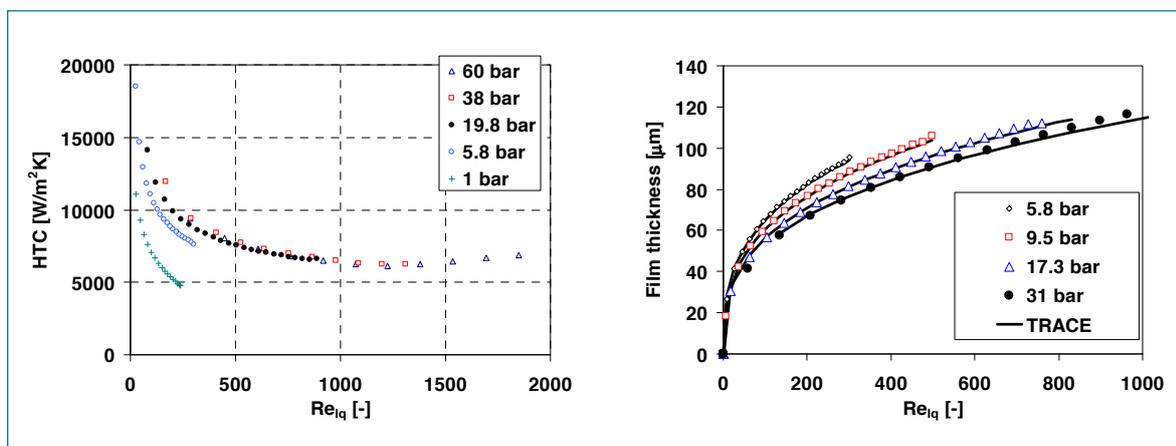


Fig. 10: Left: heat transfer coefficients as calculated by TRACE. Right: film thickness as calculated by trace (solid lines) and Nusselt theory.

A New Convective Boiling Heat Transfer Correlation

The trend towards best-estimate (BE) methodologies has been accompanied in several BE thermal-hydraulic codes, such as the latest USNRC-sponsored code TRACE, by a relinquishing of the conventional body of pre-CHF (critical heat flux) correlations dedicated to specific flow regimes and operating conditions, for a single correlation developed by Chen for saturated convective boiling. Furthermore, this two-component correlation, expressed as $h_{TP} = h_{conv} + h_{boil}$, has also been split to determine the so-called «steaming rate» – a crucial quantity in mechanistic (subcooled) void modelling.

After identifying the inadequacy of splitting Chen's correlation [19] and the root cause for the correlation deteriorating predictive capability when used beyond its developmental database [20],[21], an attempt has been made to develop a new correlation, stemming from the new appraisal of boiling heat transfer in convective flow and its suppression.

It was shown[20],[21] that for the Chen correlation, the predicted-to-measured heat transfer coefficient ratio reached a value (P/M)=2.9 at a relatively modest wall superheat, when the typical uncertainty associated with this correlation is generally considered to be about +/-20% (i.e., twice the value obtained for the correlation developmental database). The Chen correlation was cast as,

$$h_{TP} = F h_{D,B.} + S h_{F.Z.}$$

where F and S are purely empirical flow parameters representing convection enhancement and boiling suppression, respectively. The basic terms $h_{D,B.}$ and $h_{F.Z.}$ represent the Dittus-Boelter and Forster-Zuber convective single-phase and pool boiling heat transfer coefficients, respectively.

Through a separate-effect approach used in the current work, functional relationships were identified and a new empirical relationship for the boiling component was developed as,

$$h_{boil} = a(\Delta T_{sat} - \Delta T_{sat}^*)^n$$

where the leading coefficient a , the wall superheat offset ΔT_{sat}^* , and the exponent n have been empirically determined. It could be worth noting that while most (if not all) pre-CHF two-phase heat transfer correlations do not include a wall temperature offset, the formulation is consistent with basic theories of vapour bubble nucleation.

The F factor has also been modified to be «calibrated» on a median pressure of 7 MPa – while the Chen data-

base was developed from «low» pressures (<3 MPa).

An example of the results obtained is shown in Fig. 11. In essence, as long as the wall superheats remain relatively low, the Chen correlation performed as expected. This is ensured only by applying the correlation as recommended by its author, i.e., for the annular flow regime.

One can see that the trend to underestimate the heat transfer coefficient (or overestimate the wall superheat) as the Boiling number B_o increases (B_o being proportional to the wall heat flux) can already be seen, in the case of the Chen correlation for «low-pressure» conditions, while the new correlation prediction remains quite close to an (M/P)~1 (the dashed lines representing the +/- 20% bounds). The difference in the correlations predictive performances amplifies under «high-pressure» conditions (subcooled boiling at 13.8 MPa).

Simulation of Pressure Wave Propagation Using the TRACE Code

A variety of transients can lead to rapid and large local pressure changes that propagate through the hydraulic system, e.g. due to the fast closure of the turbine inlet valves or of the main steam isolation valves in BWRs, the propagation of pressure waves under hypothetical RIA conditions and the influence on BWR reactor internals against water hammer [22], and the expansion (depressurization) wave that forms after a Large Break LOCA [23].

We have recently analyzed the capability of the two state-of-the-art BE codes TRACE and RE-LAP5 with two experimental data sets from two-phase water hammer

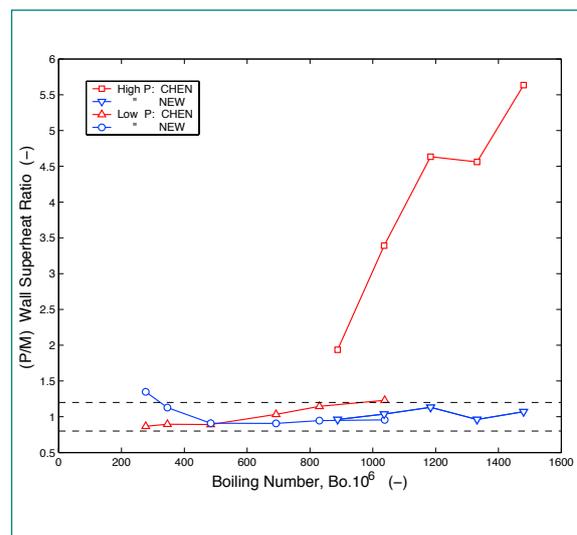


Fig. 11: Wall superheat predictions at «high» and «low» pressure under subcooled boiling conditions.

experiments at the Fraunhofer UMSICHT PPP test loop [24]. Both codes were able to model the overall behaviour of this water hammer, although code improvements were necessary [25]. The validation of the fast pressure wave propagation with the speed of sound along the pipe could only be performed in a semi-quantitative manner, because the uncertainties of modeling important two-phase effects, e.g. interfacial mass and heat transfer, as well as important fluid-structure interaction (FSI) phenomena not considered by the two codes.

The TRACE code has been assessed for linear pressure wave propagation in one- and two-dimensional cavities, i.e. a pipe or a slab, driven by a one-sided pressure boundary condition and filled with liquid water against analytical solutions. Three test cases have been studied: one-dimensional (1D) standing waves, 1D traveling pressure pulses, and two-dimensional (2D) standing waves. Standing pressure waves develop with a harmonic excitation function in the one-dimensional case and are analyzed in a «short» pipe [26]. With respect to the pressure

maxima, a generally very good agreement between the TRACE results and the analytical solution was found. At the resonance frequencies, where already very small damping has large influence, the code is tested to the extreme and shows that enforcing very small time step sizes is crucial for good results. Also for the non-linear standing waves when large amplitudes are encountered (in close neighborhood of the resonances) where the analytical linear solution diverges, TRACE yields physically consistent behaviour as the pressure amplitudes are limited by the generation of small amounts of vapor and pressure plateaus are reached.

When Gaussian shape pulses instead of harmonic boundary conditions are applied one-dimensional pressure waves are injected and theoretically propagate undisturbed through the pipe. The changes of pulse amplitude and shape are only due to numerical effects. The maximum amplitude of the pulse slightly reduces with the traveling length of the pulse, while the leading and trailing fronts behave slightly differently due to the asymmetry in the code numerical scheme. Similar to the standing waves, the accuracy of the traveling pulse solution calculated by TRACE is negatively affected for very narrow pulses with sharp fronts when the time steps are too large, while the effects of the spatial discretization are rather minor.

For 2D standing pressure waves in a slab, as before for the 1D standing waves the fluid in the cavity is harmonically driven in time, but in addition parallel to the driving boundary (x-direction) also a cosine-shape has been considered. The comparison with the analytical standing wave solution of the 2D linear wave equation shows overall good agreement of the TRACE results with the analytical solution. The frequency dependence has been analyzed and standing waves with up to three wave nodes have been considered. For low to medium frequencies the wave propagation perpendicular to the driven boundary is damped. This «skin effect» (see Fig. 12b), which does not exist in 1D wave propagation, and the transition to a harmonic shape of the wave perpendicular to the pressure boundary, with up to three wave nodes are very well represented in the TRACE calculations as also the rapid reduction of the wavelength perpendicular to the pressure boundary for yet higher frequencies. At the resonances the standing waves are considerably more dispersed/damped than in the 1D case. This can be understood by the geometrical set-up: The TRACE VESSEL component representing the slab, due to code restrictions to represent this theoretical case, is connected via TRACE PIPE components to the TRACE BREAK com-

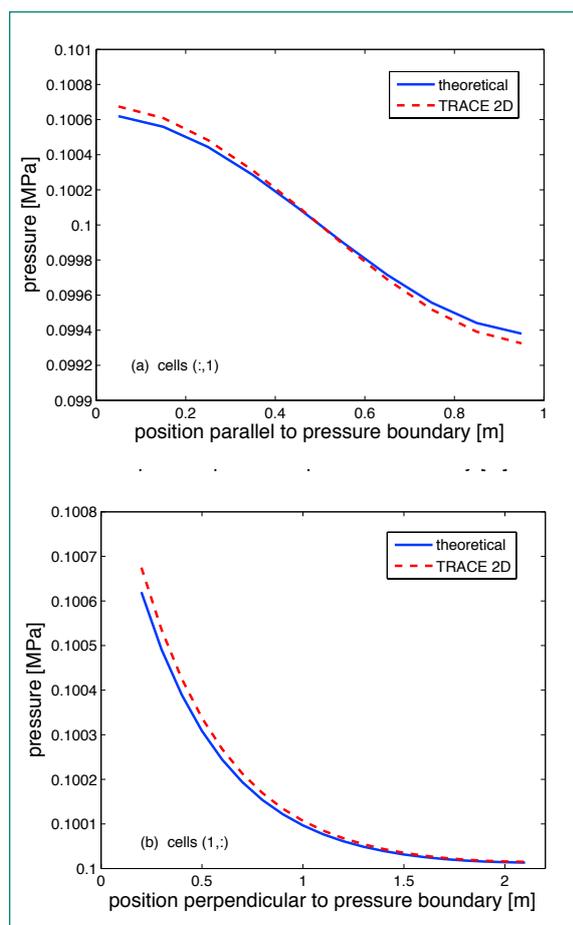


Fig. 12: Comparison of TRACE results with the theoretical ones of snapshots (a) parallel and (b) perpendicular to the pressure boundary at time of maximum pressure. Considered is a 2D standing wave with 500 Hz excitation frequency.

ponents representing the pressure boundary conditions. Thus the wave propagation in the narrow region adjacent to the pressure boundary condition is one-dimensional only, while wave propagation in the TRACE VESSEL component is 2D as intended. Like in the 1D cases, reducing the numerical dispersion by refining the time-step size can compensate for these geometrical effects, while refining the spatial discretisation has only a minor effect. This study shows that TRACE can accurately handle two-dimensional pressure wave propagation in liquid water using the VESSEL component as well as 1D wave propagation using the PIPE component.

Modelling Boron Dilution Scenarios in KKW Gösgen with CFX

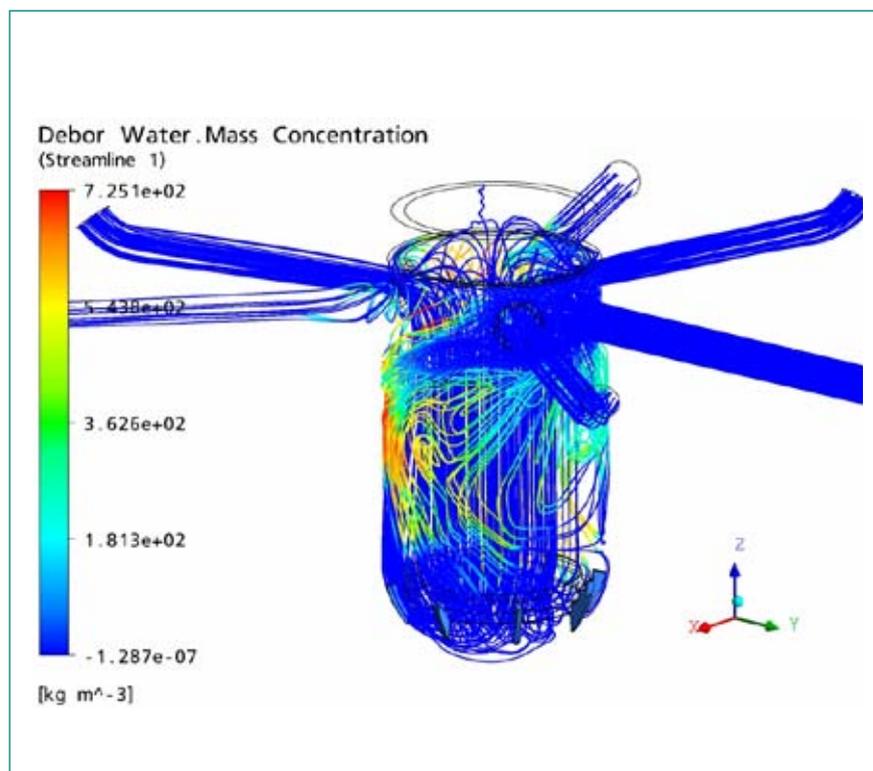
In the context of single-phase mixing applications, computational fluid-dynamic (CFD) codes can be considered to have reached a satisfactory level of maturity for providing the complementary capability to system codes for accurately dealing with multidimensional flows. In the present study, boron dilution transients in the reactor pressure vessel of the Gösgen plant are simulated by means of CFD. The work is performed in the Laboratory of Thermalhydraulics (LTH) and capitalizes on the many years of experience in applying the commercial code CFX, e.g. in the framework of the FLOMIX FP5 EU project.

A nodalization of the Gösgen reactor pressure vessel has been developed, consisting of about 6.5 millions hexahedral cells and 6.7 millions nodes. A porous body formulation has been adopted for the description of the reactor core region and to model the frictional resistance of the perforated cylindrical drum in the lower plenum. Simulations of boron dilution transients were carried out with CFX-10 on 12 processors of the LTH cluster. Both SST and BSL $k-\omega$ turbulence models have been used. The results presented here have been obtained with the SST model.

In the simulated scenario, it is assumed that initially all pumps are off. The transient is initiated with the start-up of one of the pumps, leading to the introduction of a 8 m³ plug of deborated water in the corresponding cold leg. The flow rate in this cold leg rises from 0 to 5329 Kg/s in 17 sec. The transient is run for a period of 20 s.

A snapshot of the streamlines after 12 s transient is reported in Fig. 13. The streamlines are coloured according to the deborated water concentration ($1 - C_B$, with C_B being the boron concentration). The plug of deborated water is injected through the middle leg on the right of Fig. 14. A clear distortion of the streamlines, due to the absence of forced flow in the other cold legs, is visible in the downcomer. Snapshots of the time evolution of the deborated water plug are shown in Fig. 14.

Fig. 13: Streamlines in the RPV at time $t = 12$ s. the colour indicates the deborated water concentration ($1 - C_B$).



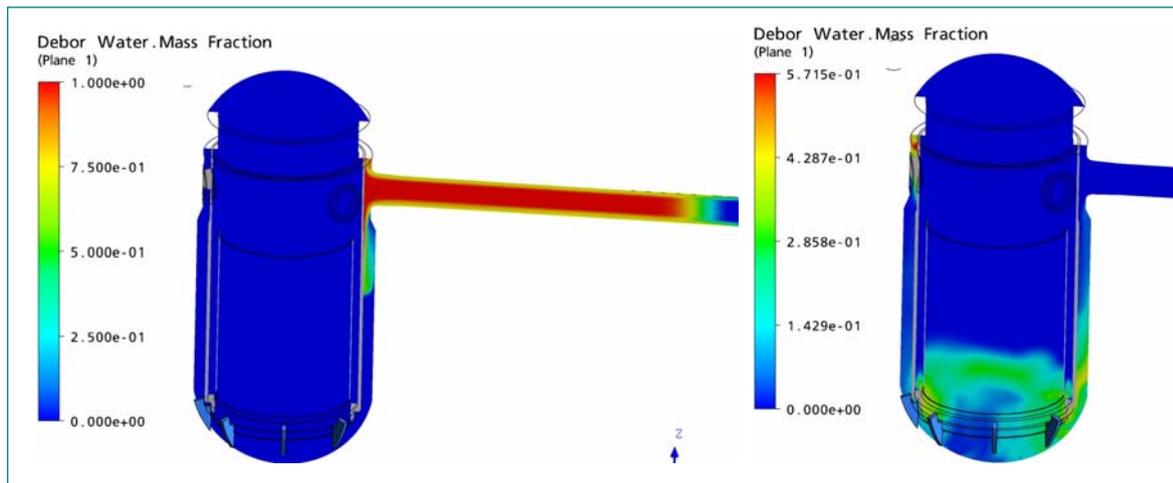


Fig. 14: Deborated water concentration at 8 s (left) and 14 s (right).

Coupling between the System Code TRACE and the CFD Code CFX

As CFD simulations require large computational resources, a coupling between CFD and system codes represents a most worthwhile endeavour for nuclear safety applications, using CFD in regions of the RPV where three-dimensional single-phase flows play an important role in the evolution of a given accident scenario (such as mixing during boron dilution or Main Steam Line Break transients) and relying on the less sophisticated and therefore computationally less demanding flow modeling available with the system codes to simulate the remaining parts of the system.

A coupling between the commercial CFD code ANSYS-CFX [28] and the BE system code TRACE [29] has been realized, using the Parallel Virtual Machines (PVM) software [30] for inter-code communication. While the TRACE source is available at PSI, the access to CFX is performed by making use of the CFX User-FORTRAN interface.

The coupled tool is verified on a simple test problem consisting of a 3 m long straight pipe having a diameter of 5 cm. The pipe is initially filled with stagnant liquid at 10 bar. At time $t=0$, the pipe end is opened to a lower pressure environment (9.9 bar), causing a sudden acceleration of the fluid in the pipe. As coupled problem, the first 2 m of the pipe are modeled with TRACE, while the last 1 m is modeled with CFX (mesh with 136 000 elements). In Fig. 15, the coupled solution is compared with the results of a TRACE stand-alone simulation. In the test, a flat velocity profile has been imposed at the interface between the TRACE and CFX domains. As a result, the pressure drop in the CFX domain initially deviates from linearity due to the transition to a developed turbulent velocity profile (see Fig. 15, right). The need for the velocity profile to develop causes a larger pressure drop in the coupled solution, compared to the stand-alone TRACE solution. Accordingly, a lower velocity of the fluid is estimated by the coupled tool (see Fig. 15, left).

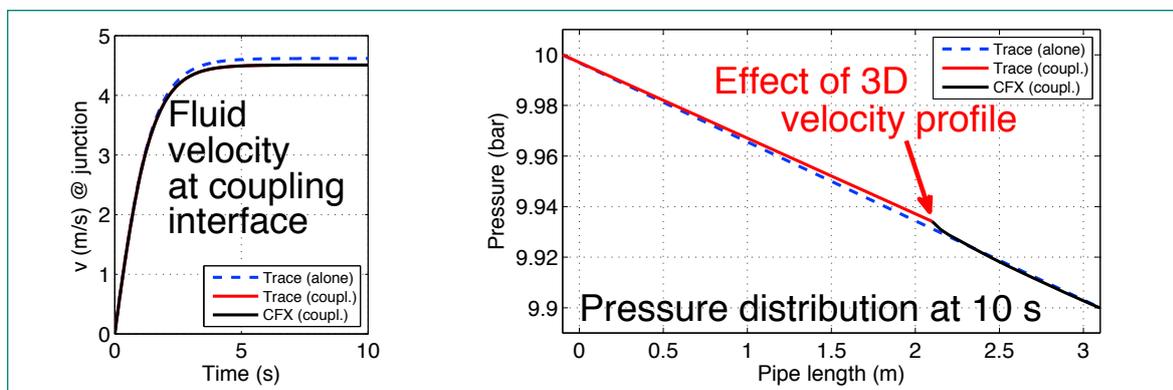


Fig. 15: Comparison between TRACE stand-alone simulation and coupled TRACE-CFX solution: fluid velocity (left) and pressure distribution (right).

Core Analysis of the Swiss Reactors

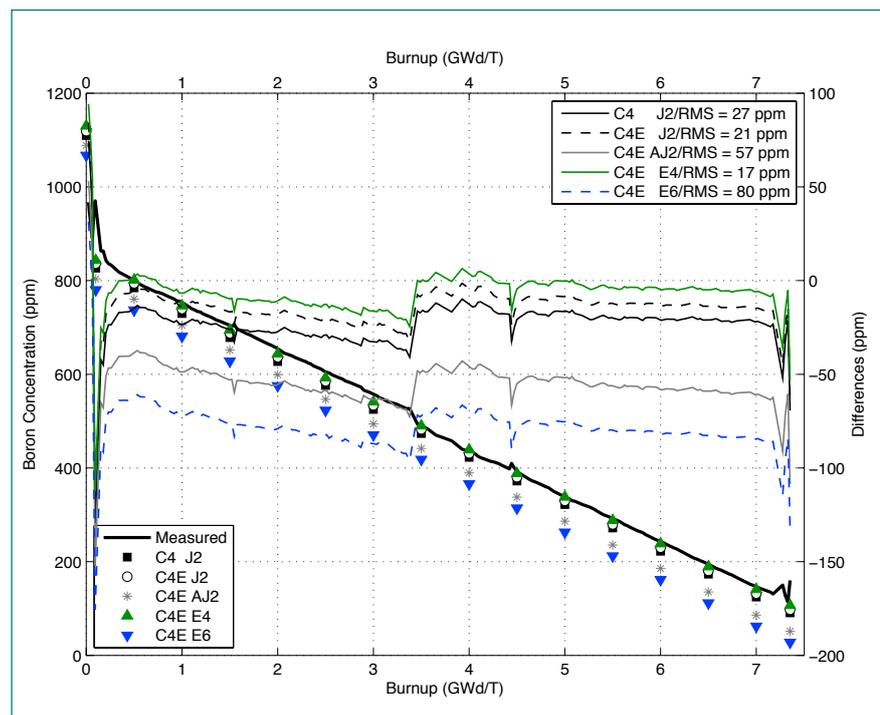
The continuous development and maintenance of an independent capability to perform 3-D core analyses of the Swiss reactors represents a central task of the STARS project. This is because the models, once developed and qualified against plant data, serve as basis for other types of analyses requiring detailed neutronic/kinetic data e.g. coupled -3D core/plant transient analyses or fast fluence assessment of reactor in-ternals.

Core analysis models must be developed and maintained for all the Swiss plants representing core configurations up to the latest cycle completed. Moreover, as the employed state-of-the-art core analysis methods – currently CASMO-4 (C4) and SIMULATE-3 (S3) – are continuously being upgraded each time a non-negligible re-qualification effort is required at each new code release. Finally, data linkage and interface tools/procedures between the core analysis models and other reactor analysis codes employed within the project need to be continuously maintained and developed. For these reasons, the PSI core management system CMSYS was developed in order to provide a framework to perform the above mentioned-activities in an efficient, accurate and consistent manner for all the Swiss plants, thereby offering a common database environment along with automated and consistent calculation procedures.

During 2007, an update of the core models for the PWR Kernkraftwerk Beznau 1 (KKB1) up to the latest comple-

ted Cycle 35 was performed. As part of this work, also an assessment of the CASMO-4E code (C4E) was performed. This code contains several model improvements compared to its predecessor C4, such as e.g. azimuthal Gd depletion, anisotropic scattering, Legendre polynomials for polar angle integration during the 2-D transport calculation, and can use the more advanced JEF-2.2 (AJ2) and ENDF-B/VI-based (E6) multi-group cross-section libraries. Therefore, in addition to the nominal C4/S3 model update, all nuclear lattice models were also analysed with the C4E code using the most recent libraries available, and an additional set of KKB1 core calculations spanning from Cycle 16 to 34 was performed. A comparison of the calculated critical boron concentration for KKB1 Cycle 16 using C4 vs. C4E and different libraries is shown on the left axis of Fig. 16 along with the measured boron concentration. On the right axis, the absolute differences against measurements are shown as function of burnup for the various libraries. Based on the J2 results, it can be seen that C4E improves slightly the core reactivity predictions compared to its predecessor C4. On the other hand, when using the latest AJ2 library, the differences against measurements are more than twice as large as previously. This is even more pronounced when comparing the results with the old E4 library against the new E6 library. With the use of the latter, the RMS differences increase from 16 ppm to 80 ppm, indicating a significant regression of the KKB1 accuracy. Based on this, the new advanced libraries have

Fig. 16: Comparison of CASMO-4/SIMULATE-3 Critical Boron Concentration against Measurements for KKB1 Cycle 16 (left axis), differences (RMS) between calculated and measured boron data (right axis).



not been implemented for the CMSYS KKB1 analyses and all model updates performed during 2007 remain based on the older libraries E4 and J2 which give excellent agreement with plant data.

Second, core analysis models for the KKB2 plant were for the first time implemented in CMSYS. The model development and qualification was performed for a total of 21 operating cycle starting from Cycle 12 to Cycle 32. The following results, in terms of comparing calculated against measured 3-D reaction rates, were obtained, using the advanced libraries AJ2 and E6:

- The accuracy in radial distributions is usually very good (~ 2%) while the differences in terms of the maximum nodal values are around ~ 5%-7% explaining in turn, an agreement around ~ 3% -5% in axial distributions.
- The accuracy is usually deteriorated towards EOC.
- Both libraries give approximately the same results although as can be seen for Cycle 32, a slightly better accuracy is obtained with AJ2 compared to the E6.

Related to the last observation, it must be noted that although the two advanced libraries were found to yield a regression in terms of the core reactivity accuracy (see Fig. 16), quite satisfactory overall agreement of the predicted 3-D power distributions was obtained. This seems to indicate that the use of the new libraries has a rather limited impact on the prediction of power distributions.

Finally, the update of the KKM model for Cycles 29-33 is currently being performed.

KKL Start-Up Analyses at EOC20 with SIMULATE-3K

At KKL End-of-Cycle 20 (EOC20), the reactor was shut-down for maintenance and re-started some 20 hours later. During start-up, the coolant heating rate exceeded the 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 a rapid increase of the thermal power which was however reversed through control rod maneuvers and void formation. Hence, the primary physical reasons for this transient are related to the coolant temperature feedback mechanism combined with the heating power.

A positive MTC can be expected for conditions at EOC. Moreover, independently of the cycle burnup, two other major factors could contribute to a less negative MTC. First, the time between shut-down and reactor start-up will affect the Xenon concentration. With a large Xenon

content, noting that the peak concentration is reached some 8 hours after shutdown, the MTC will become less negative because criticality will be achieved later in the withdrawal sequence. Secondly and perhaps most importantly since relevant for the KKL Cycle 20 core, is that an increased fraction of fuel assemblies with partial length rods will render the MTC less negative particularly in the upper core region due to the increased moderator-to-fuel ratio. Noting that at start-up conditions, the axial power is strongly shifted towards the top of the core, the core behaviour will be principally affected by the MTC magnitude in that core region. Concerning the heating power, it is at such conditions mainly due to decay heat power and, therefore, a correct estimate of the decay heat is required. The power increase observed during the KKL startup event is mainly determined by the control rod withdrawal and further enhanced, through the positive MTC, by the decay heat power and the RHR system that was switched off at the time when the first power peak occurred shortly after reaching criticality.

A S3K model has been set up for KKL EOC20 and steady-state calculations were performed at several operating conditions in order to verify the accuracy against the corresponding SIMULATE-3 (S3) models. As the S3K model for a given plant/cycle and operating condition is set up based on the restart data from S3, it was important to verify if the heterogeneous KKL C20 core is properly modeled with adequate initial conditions and that the correct data from S3 is employed. The comparisons were performed at EOC20 for both Cold-Zero-Power (CZP) and Hot-Full-Power (HFP) conditions and the results are shown in Table 2. At HFP, the main observation is that S3K calculates a lower k_{eff} and this is directly caused by the larger fuel temperatures compared to S3. This is confirmed by the CZP results which show identical k_{eff} between both codes because in this case, the fuel temperature is uniform over the core. The reason for the different fuel temperatures at HFP is that while S3 uses a simple interpolation procedure to determine the fuel temperature as pre-calculated function of local burnup and power density, S3K on the other hand uses an explicit (transient) fuel heat conduction model. A similar observation was made earlier while comparing S3 and CORETRAN that also estimate the fuel temperatures with an explicit heat conduction model.

Concerning the agreement in 3-D power distributions, it is seen to be very satisfactory at HFP although, as expected, better at CZP. At HFP, the small differences are probably mainly due to small local void differences, noting that the core-average void fraction is however

identical which in turn confirms the similarity in thermal-hydraulic models between the codes. The differences in fuel temperatures have practically no impact on the agreement in 3-D power distribution because, as was seen with CORETRAN, larger temperatures are predicted in a consistent manner over the entire core.

To conclude, this steady-state comparison indicates that the overall agreement between S3K and S3 is very satisfactory and this is particularly valid at CZP conditions. Noting that the transient of interest is to be analyzed at low power conditions, this comparison hence provides confidence in the developed S3K model.

Since the decay power is of high relevance for the proper prediction of this transient, corresponding verification of S3K was performed as well, with very satisfactory result. The other important element concerns the Xenon concentration that is passed on to S3K from S3 before the transient. Hence, S3 was successfully checked in this respect by performing a Xenon transient.

After this testing, the analysis of the start-up sequence has begun with S3K and is still in progress.

Cross-Section and Thermal-hydraulic Modelling Effects on a PWR MSLB Analysis

The purpose of the study was to perform an assessment, as detailed as possible, of the impact that the approximations and/or simplifications to the X-S formalism and to the modelling of the flow mixing upstream and downstream of the core can have on the results of a

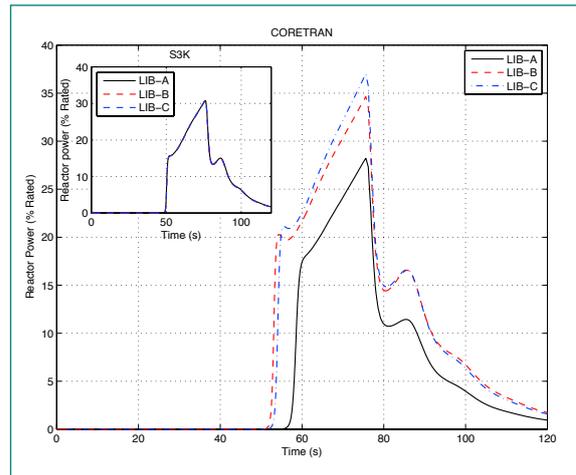


Fig. 17: CORETRAN and S3K simulations of the core power evolution during the MSLB for different boron and moderator density reference points in the X-S library.

MSLB analysis. To that aim, a 3-D core model using the CORETRAN and RETRAN-3D codes was developed for a Swiss PWR-core at EOC whose shutdown margin was reduced down to 1000 pcm through artificial modifications of the X-S interpolation model of the codes, in order to obtain a power excursion after the insertion of the control rods. The homogenized two-group XS libraries were generated using CASMO4/SIMULATE-3 along with a set of interface tools for the conversion to the appropriate format for CORETRAN (and RETRAN-3D). In this context, it was also deemed necessary to assess the applicability of the SIMULATE-3K code recently implemented in the STARS code system and therefore, a SIMULATE-3K core model was also developed.

		Hot Full Power power 3601.4 MW _{th} , core exit pressure 73.9 bar, core flow 10099 kg/s, control rod inserted 2 %			Cold Zero Power power 0 MW _{th} , core exit pressure 1.43 bar, core flow 3345 kg/s, control rod inserted 100 %		
		S3	Difference		S3	Difference	
			S3K-S3	(S3K-S3)/S3		S3K-S3	(S3K-S3)/S3
k _{eff} (-)		1.00814	-244 pcm		0.94624	0	
T _{Fuel,ave} (K)		746.3	94.4		319.4	0	
α _{Core,ave} (%)		0.47	0		-0.04	0	
Power Distribution	Axial Nodal Power Peaking Factor (-)	1.148		0.5 %	2.573		0.0 %
	Radial Nodal Power Peaking Factor (-)	1.517		-0.5 %	1.871		0.1 %
	Nodal Power Peaking Factor (-)	1.802		-1.8 %	4.900		0.1 %
	Pin Power Peaking Factor (-)	2.069		0.1 %	8.228		0.1 %

Table 1 Comparison of steady-state results between S3 and S3K at EOC20, cycle burnup 8.591 GWD/t.

To start, the 3-D core transient analysis was performed with both CORETRAN and SIMULATE-3K using specified T/H boundary conditions at the core inlet and outlet. It was found that the main differences between the two codes in terms of predicted transient power were mainly due to a smaller moderator temperature coefficient (MTC) with CORETRAN. Although both codes employed X-S libraries based on the same set of homogenised 2-group cross sections (prepared with CASMO-4), it was shown that the CORETRAN X-S model lacks an adequate treatment of coupled feedback effects, viz. the interdependency of the boron and moderator density feedback. This can lead to an under- or over- prediction of the MTC depending on the initial operating conditions assumed for the transient and the reference conditions employed during the preparation of the XS. For the selected conditions analysed here, i.e. EOC at HZP, the CORETRAN MTC was hence found to be underpredicted. To illustrate this, three different XS libraries (LIB-A, LIB-B, and LIB-C) were prepared, using different reference boron concentration and moderator temperature/density, and thereafter applied for the MSLB analyses with CORETRAN and SIMULATE-3K. As shown in Fig. 17, while S3K predicts the same transient reactor power for all three cases, non-negligible effects are seen in the CORETRAN results. An important outcome of this investigation is hence that the specific formulation of the nuclear XS parametrization may contribute considerably to the calculation uncertainty of a MSLB analysis.

As a second step, a RETRAN-3D full core/plant system model was set-up using a XS library selected appropriately based on the above study, and considerable efforts were carried out to study the T/H related effects on the

MSLB analysis. Principally, the effects of coolant mixing in the lower plenum as well as the influence of the core T/H channel lumping scheme, usually employed for coupled best-estimate core/system analyses, was in this context performed.

Criticality Safety Analyses with State-of-the-Art Calculational Methods

While commercial (and research) reactors are designed to reach criticality and sustain the nuclear chain reactions over an extended period of time in order to reliably produce electricity, it is an imperative that criticality of fresh or spent fuel configurations is avoided outside of reactors. Therefore, for systems such as compact storage pools and transport casks of (spent) fuel assemblies and for all processes in the reprocessing industry, criticality safety analyses (CSA) are performed to assess their level of subcriticality under both normal and all credible abnormal conditions. Nowadays, most of the CSA work is performed by evaluating the effective neutron multiplication factor k_{eff} of the system applying a advanced neutron transport methods after thorough validation against measurements of a suitable set of critical experiments.

MCNPX is a general state-of-the-art Monte Carlo neutral-particle transport code that has been developed at the Los Alamos National Laboratory [32]. Its use offers important advantages over other codes such as the capability to model complex three-dimensional configurations and the usage of continuous-energy (or point-wise) cross section libraries. Among the evaluated nuclear data libraries available, two have recently been upda-

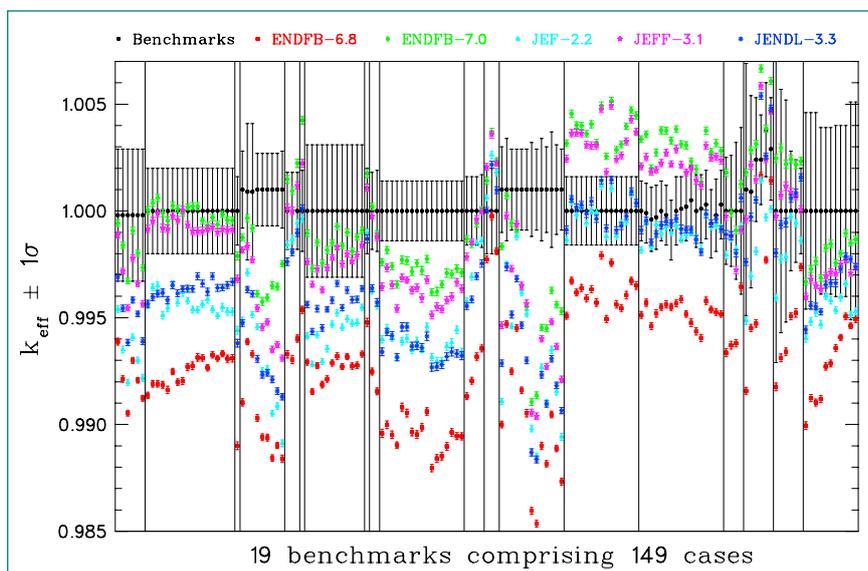


Fig. 18 Calculated and benchmark k_{eff} values with error bars representing one standard deviation (the vertical lines separate the groups of cases from the 19 benchmark configurations).

ted: the «European» JEFF-3.1 [33] in June 2006 and the «US» ENDF/B-7.0 [34] in December 2006. Together with their predecessors JEF-2.2 and ENDF/B-6.8, and with the «Japanese» library JENDL-3.3 [35], they were used in conjunction with MCNPX (version 2.5.0) to perform validation analysis based on a set of benchmarks from the International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments [36] (ICSBEP). The benchmarks were selected based on their similarity to the designs of today's LWR compact storage pools and transport casks. The benchmark suite comprises a total of 149 different cases from 19 benchmarks [37] belonging to the category of thermal compound systems with low enriched uranium (LCT) and MOX fuel (MCT).

The effective multiplication factors ($k_{\text{eff}}^{\text{calc}}$) calculated with MCNPX-2.5.0 and the five continuous-energy nuclear data libraries are compared to the $k_{\text{eff}}^{\text{exp}}$ values of the 19 benchmark configurations, in Fig. 18 (the vertical lines separate the groups of cases from the 19 different benchmark configurations). The error bars represent the uncertainties, which match one standard deviation with respect to the calculations. By using a large number of active neutron histories, the MCNPX standard deviations σ^{MC} can be kept rather small. As no confidence level is given for the benchmark uncertainties σ^{exp} of most of the ICSBEP evaluations, we assumed them to represent one standard deviation (similar to the few cases where the confidence level was explicitly specified).

As not all of the measured eigenvalues $k_{\text{eff},i}^{\text{exp}}$ ($i=1, \dots, 149$) are exactly equal to 1.000, the calculated $k_{\text{eff},i}^{\text{calc}}$ have been normalized to the experimental values: $k_{c,i} = k_{\text{eff},i}^{\text{calc}}/k_{\text{eff},i}^{\text{exp}}$. The results of a statistical evaluation of the normalized eigenvalues $k_{c,i}$ are summarized in Table 2 where the weighted average of the sample is denoted by $\langle k_c \rangle$ and its standard deviation by σ' . The weights w_i were set to $1/\sigma_i^2$, where σ_i is the uncertainty of a single observation and incorporates the uncertainties from both the benchmark (σ_i^{exp}) and the calculation (σ_i^{MC}). Furthermore the minima and the maxima of the

normalized eigenvalues are listed with their errors σ_i . Finally the sample standard deviation s is given and also the bias, i.e., the systematic difference between calculated results and experimental data, defined by $b = 1.0 - \langle k_c \rangle$, is stated in the last column in units of per cent mille ($\text{pcm}=10^{-5}$).

In order to assess the range of applicability of MCNPX-2.5.0 in combination with the libraries and to get indications of possible deficiencies, the $k_{\text{eff}}^{\text{calc}}/k_{\text{eff}}^{\text{exp}}$ samples were analysed to detect possible trends with respect to experimental design parameters and spectrum related observables, but none were found.

While the weighted average $\langle k_c \rangle$ of the normalized eigenvalues turns out to be slightly smaller than unity for the (somewhat) older libraries ENDF/B-6.8, JEF-2.2 and JENDL-3.3, the latest ENDF/B-7.0 and JEFF-3.1 libraries break this trend and produce very small biases of just -10 pcm and -100 pcm, respectively (cf. Table 1). Especially the largest relative error found between all measured and calculated k_{eff} -values amounts to just $\sim 1.0\%$ for both ENDF/B-7.0 and JEFF-3.1. Hence ENDF/B-7.0 and JEFF-3.1 are considered excellent cross section libraries that (in combination with MCNPX-2.5.0) yield precise k_{eff} -predictions of LCT- and MCT-systems.

Core Physics and Multi-Physics Activities within the EU 6th Framework Integrated Project NURESIM

The STARS project is participating in two sub-projects of the EU 6th framework integrated project NURESIM: «Core Physics» (SP1) and «Multi-Physics» (SP3). The former aims at the development and qualification of advanced neutronic solvers for the NURESIM platform while the latter has the integration of advanced coupling techniques for the analysis of LWR cores as primary objective. The following provides an overview of the NURESIM-related activities carried out at PSI during 2007 with regards to these sub-projects.

Cross Section Library	$\langle k_c \rangle \pm \sigma'$	Min $k_{c,i} \pm \sigma_i$	Max $k_{c,i} \pm \sigma_i$	standard dev. s	Bias b [pcm]
ENDF/B-6.8	0.9927±0.0002	0.9844±0.0019	0.9998±0.0020	0.0029	-730
ENDF/B-7.0	0.9999±0.0002	0.9901±0.0022	1.0052±0.0016	0.0030	-10
JEF-2.2	0.9962±0.0002	0.9875±0.0019	1.0026±0.0020	0.0031	-380
JEFF-3.1	0.9990±0.0002	0.9894±0.0019	1.0049±0.0016	0.0032	-100
JENDL-3.3	0.9965±0.0002	0.9874±0.0019	1.0030±0.0021	0.0031	-350

Table 2: Results from the statistical evaluation of the 149 benchmark cases from 19 experiments.

In «SP1 Core Physics», STARS is participating in the qualification of the CEA advanced deterministic solvers APOLLO-2 and CRONOS for the NURESIM PWR Core Physics Numerical benchmarks. As a first step, an APOLLO-2 computational scheme for cell calculations was developed at PSI [38]. The developed scheme uses a JEF-2-2 based 172 neutron group library, employs a 10-ring radial discretization of the fuel pellet, performs self-shielding calculations for selected isotopes at each burnup step, uses the collision probability method with reflective boundary conditions followed by a critical leakage calculation in fundamental mode for the flux calculations, solves the Bateman depletion equations for well-defined chains of nuclides and optionally, applies a special procedure to achieve Xenon equilibrium from zero burnup in the depletion calculations (as required by the benchmark specifications). To optimise and qualify the scheme, a comparison against the state-of-the-art CASMO-4E code was performed. These results in terms of k_{∞} are shown in Fig. 19 for three cell models: one UOX and two MOX cells (MOX-1 and MOX-3).

The main observation is that for all types of fuel pins, the agreement between both codes remains within ± 600 pcm. This can be considered as satisfactory in the context of a code-to-code comparison between two distinct lattice solvers, noting for instance that the variation of CASMO-4E alone when using different cross-section libraries was found to be around ± 500 pcm.

The development and integration of a mesh-to-mesh interpolation tool represents an important contribution to the «Multi-Physics» sub-project. It allows for the geometric coupling between neutronics and thermal-hydraulic solvers that employ different three-dimensional

non-regular meshing schemes [39]. The principle consists in identifying for each mesh of the calculation domain in one solver (the target mesh) the corresponding number of meshes in the calculation domain employed by the other solver (the source meshes) with non-zero intersection volume with the target mesh. Thereafter, the transfer of a given parameter from the source mesh to the target mesh is performed using a volumetric weighting procedure.

Secondly, a prototypical high-level Application Programming Interface (API) was developed to act as a standardized layer between the user and the various platform solvers in order to construct complex coupled calculation routes. Principally, a high-level API consists in building a chain of operational blocks, that can be manipulated through a GUI interface or specific PYTHON scripts, and with each block having a specific function e.g. solver initialisation, input specification, coupling procedure specification (e.g. interpolation tool mentioned above), steady-state calculation, time-step specification for the transient analyses. The different blocks are assembled through the high-level API which thereafter handles the interfacing and communication between the selected solvers, provided that each of these has been integrated in the platform with consistent interface protocols i.e. containing the operations called by the high-level API. Finally, the development of so-called common-input data processors was started with the objective that a single input data set is specified serving all solvers integrated into the platform: A fuel pin is defined once, and this specification can be used consistently in thermo-mechanical, neutron transport or diffusion or thermal-hydraulic solvers.

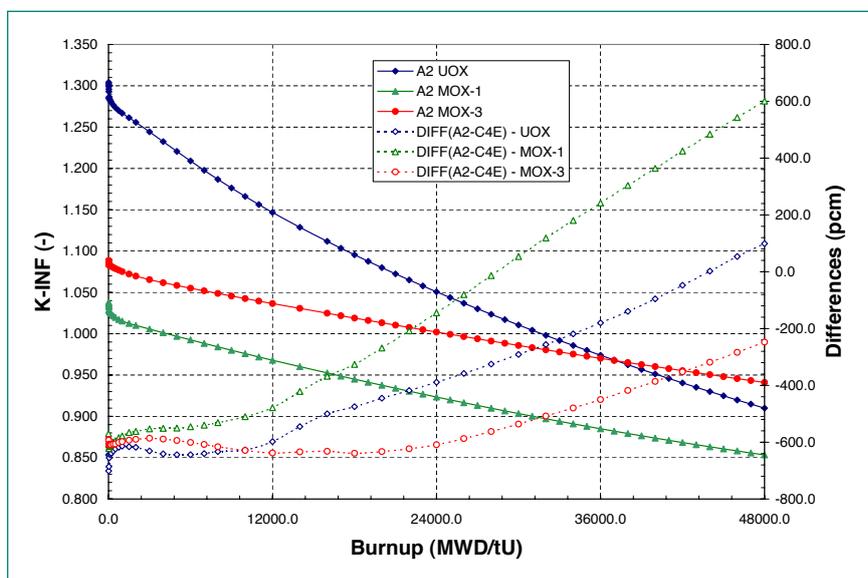


Fig. 19: APOLLO-2 and CASMO-4E results for NURESIM PWR Cell Benchmark.

Investigation of the Event «Fehlerhaftes Aktivieren von SEHR-ADS im KKL vom 6.3.07»

One of the missions of STARS is to develop and continuously maintain a set of simulations tools and methods at the state-of-the-art in order to support the Swiss Safety Authority (HSK) with a sufficient level of expertise in LWR safety. Thus, in March 2007 STARS was requested to provide the HSK with a technical review of the event «Fehlerhaftes Aktivieren von SEHR-ADS» that took place at the Leibstadt power plant on March 6, 2007 that resulted in a reactor trip. This event was initiated by a spurious activation of the Division 51 of the Automatic Depressurization System (ADS). This system in particular commands the full opening of the safety-relief valves belonging to the ADS.

Following the activation of the ADS, the reactor was automatically tripped through the RPV water level signal («Niveau 3»). The reactor trip resulted in the isolation of the steam lines, of the feedwater system (FW) and of the reactor containment building. Few minutes later, as the depleting RPV water level signal reached the «Niveau 2», the recirculation pumps were also tripped. During the depressurization phase the loss of the RPV water inventory through the Safety Relief Valves (SRVs) was compensated through the use of the High Pressure Core Spray (HPCS) injected into the upper plenum and the Reactor Core Isolation Cooling (RCIC) injected into the FW line. Later on, after the ADS relief valves were closed, the RCIC was used to control the water level in the RPV while the SRVs were used to control the reactor pressure. After the water level, the pressure and the temperature in the RPV were sufficiently low and stabilized, the recirculation pumps were started again and the Reactor Heat Removal system (RHR) was then set on the shutdown/startup cooling mode, approximately 5 hours after the beginning of the transient.

During the initial phase of the sequence, i.e. the first 6 minutes of the transient, the RPV experienced a relatively rapid depressurization and consequently, the water level measurements rose to very high levels. This increase was physically the consequence of the swelling of the fluid mixture due to steam flashing below the lower pressure measurement tap (which is used to evaluate the level), which then «lifts» liquid up to the upper regions of the downcomer. One issue was therefore to determine whether the swelling of the water level was sufficient to raise the mixture level close to the steam line intake and therefore to cause liquid spill over to the

steam line. A second issue was related to the concern expressed by HSK on the risk of thermally-induced stress on the RPV wall and/or some of the internal structures due to the injection of cold water from different systems (mainly the RCIC and the CRDM cooling) and while the recirculation pumps were not in operation.

A technical review of the event was carried out through the post-analysis of the incident using the different simulation tools of STARS. Thus, using the existing and validated TRAC-BF1 model of the KKL RPV, recirculation lines and steam line systems, an analysis was performed to investigate the behaviour of the water level and examine the possibility of water carry-over into the steam line, and to estimate the evolution of the pressure gradients experienced by the RPV internals and the RPV wall during the blow-down phase of the event. It could be concluded that some liquid was entrained with the steam during the period ~ 60 to 170 seconds but of a magnitude most probably lower than shown in the calculation. A value smaller than that calculated is to be expected since the TRAC-BF1 vessel nodalization is very coarse particularly at the top of the vessel in the region of the FW lines. Fig. 20 (Left) compares the calculated RPV Narrow Range Water Level using TRAC-BF1 with the corresponding plant measurement. One can see in particular how the steam flashing resulting from the low pressure causes the water level to momentarily rise around 50 s and how this level suddenly falls as a result of both the reduction of the FW flow but also through the reduction in power due to the increase of the void in the core. One can also see how the level rises at approximately 190 s as a consequence of flashing that takes place this time inside the FW line and results in a surge of water into the RPV and therefore leads to an increase of the vessel inventory as a large fraction of the FW line is voided.

This part of the analysis benefited from a very detailed and validated TRACE model of the KKL FW system [40], in order to estimate the amount of water injected into the RPV during the depressurization of the system. One of the difficulties was to appropriately predict the FW mass flow rate during the time period when steam flashing was taking place in the line. This is shown in Fig. 20 (right) which compares the measured FW mass flow with the flows predicted with different versions of TRACE. As can be seen, a good prediction of the mass flow could be obtained before and immediately after the trip of the FW pumps, thus showing the good pump head prediction during the rundown phase following the trip. However, the predicted mass flow rate was much lower than the measurement during the steam

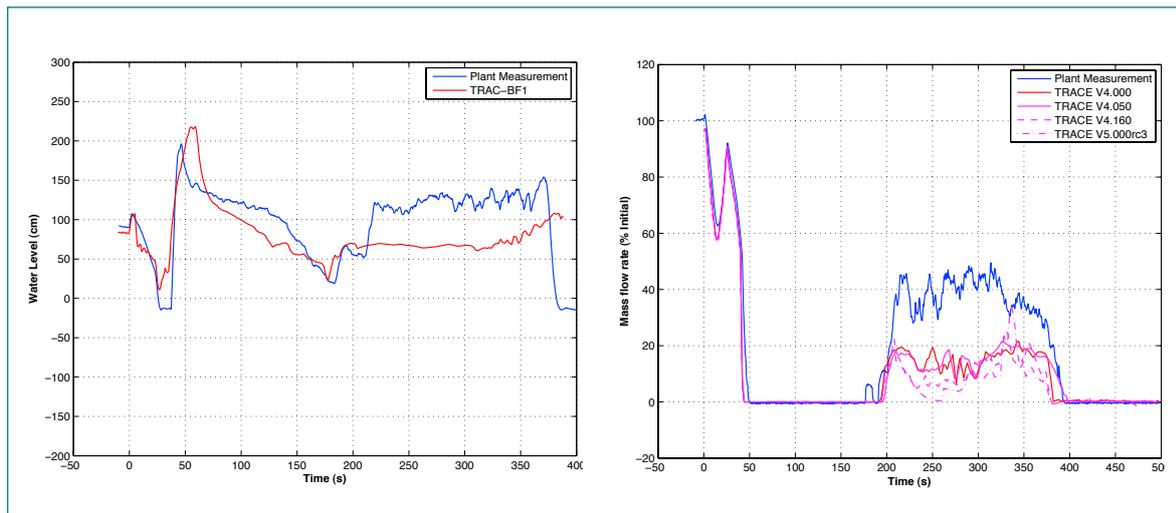


Fig. 20: Simulations of the KKL Event «Fehlerhaftes Aktivieren von SEHR-ADS». LEFT: Narrow Range Water Level in the RPV calculated with TRAC-BF1. RIGHT: FW mass flow rate calculated with different versions of TRACE.

flashing sequence, which started around 190 s. The overall amount of fluid mass injected in the RPV during the steam flashing sequence was approximately 65 tons in the TRACE calculations, whereas the measurement indicated more than 140 tons of fluid. Such a difference could significantly affect the evolution of the water mass and energy in the RPV during the pressure blow down. The reason for this discrepancy could not be investigated in details, given the limited time available.

National Cooperation

Beside the active PSI-internal collaboration within the department of Nuclear Energy and Safety (NES), STARS also enjoys substantial funding support from HSK and to a lesser degree from swissnuclear. The latter support the work based on higher-order neutronic methods, e.g. Monte Carlo analysis (ANSR), while HSK is supporting the remainder of the project.

Two doctoral students registered at EPFL's newly created Doctoral Programme in Energy are working on topics related to STARS: One student has completed his research on uncertainty analysis and its application to nuclear safety calculational methods. The second student works on the development of a new fission gas model to investigate the role of different phenomena related to high burnup and will finish early in 2008. Both PhD-studies are performed under the supervision of the head of the Laboratory for Reactor Physics and Systems Behaviour, who is professor at EPFL, with significant support from STARS experts.

International Cooperation

During 2006, STARS has participated in collaborations with the following institutions:

- Studsvik / Scandpower, Sweden / Norway / USA, which provides maintenance and support for their neutronic codes *CASMO-4*, *SIMULATE-3*, *SIMULATE-3K*.
- Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, CA, USA in relation to (a) the maintenance of the system analysis code *RETRAN-3D* (Computer & Simulation Inc., Idaho Falls, ID, USA), and (b) the assessment, maintenance and further development of the fuel behaviour code *FALCON* (Anatech Inc., San Diego, CA, USA).
- US-NRC through the CAMP-agreement, for TRACE assessment and development.

In the context of uncertainty analysis applied to thermal-hydraulic calculations, STARS continues to participate in the CSNI-OECD sponsored **BEMUSE** Programme.

The participation in an IAEA **CRP on uncertainty** was inactive because both of the involved collaborators left PSI. STARS is now considering to quit this project as it is largely paralleling the much more active efforts in **BEMUSE**.

The **NSC benchmark on Uncertainty analysis in the coupled multi-physics and multi-scale LWR modeling (UAM)** has not yet been offered for participation. One member of STARS has been elected as member of the UAM scientific board.

The work of the CSNI task group on the **Action Plan for Safety Margin (SMAP)** was completed early in 2007. It

is intended that STARS continues to be involved with the follow-up activity LOSMA.

STARS also participated in several international research programs:

In the framework of the collaboration with the **OECD HALDEN** Project, a joint publication on the preliminary analysis of IFA-650.4 using TRACE and FALCON was the main achievement of 2006.

The **OECD CABRI-Waterloop** Project first provides STARS access to the CABRI RIA-experiments with UO₂-fuel and the SCANAIR code. Technical exchange on the modeling of the different experiments is ongoing. During 2007, no new experimental data set became available.

The Japanese **ALPS** program provides STARS experimental data on the RIA behaviour of BWR fuel.

The **OECD PKL** and **ROSA-V** projects both provide very valuable data for the TRACE assessment. One collaborator is member of the ROSA-V project management board.

The collaboration with the German research center Rosendorf (**FZD**) was inactive during 2007, but is expected to be reactivated in the near future.

The 6th FW EU Integrated Project **NURESIM** continued during 2007 with contributions to the two sub-projects «Core-Physics» and «Multi-Physics», the latter also being coordinated.

Assessment 2007 and Perspectives for 2008

Most of the goals specified for 2007 could be reached, and some work not foreseen at the time of the writing of the last report was successfully undertaken.

With the analytical support for the definition of the planned Halden LOCA-experiment IFA-650.7 using BWR fuel, the STARS project demonstrated its capability to assess fuel behaviour during LOCA, thereby at the same time shedding some light on the outcome of previous experiments. Especially, how representative experiment IFA-650.4 with its strong axial fuel relocation is for power plant conditions remains open. Hence, the unplanned design work compensated in part for the planned further modeling studies on axial fuel relocation during LOCA.

The further development of the GRSW-A fission gas model implemented in FALCON has been performed in the framework of the analysis of the first RIA-experiment using BWR-fuel from KKL (LPS-programme). As the next

experiments from CABRI-WL will only become available in 2010, our work was restricted to the re-analysis of selected previous experiments using the latest version of FALCON, thereby introducing a new collaborator into this interesting topic.

The assessment of TRACE continued again with considerable effort, focusing on PWR-related problems. During the second half of 2007, the migration of the available BWR-models for the previous TRAC-BF1 code has been worked on, as TRACE has now been officially released with a frozen version. Also, work towards assessing the generalized radiation heat transfer model of TRACE using the available data from the Halden LOCA experiments could be pursued during the last quarter. Unfortunately, two collaborators heavily involved in the TRACE-work left PSI (one of them has been elected for the nuclear engineering chair at the Technical University of Munich), and the related work slowed down. New collaborators were hired, and the work on ROSA was very successfully resumed during the last quarter of 2007.

Nevertheless, further good progress was achieved in the area of uncertainty research in the field of system thermal-hydraulics: The participation BEMUSE phase-IV was completed with very good success. However, due to lack of resources, the uncertainty related work in fuel modeling did not progress during 2007. The PhD-thesis was successfully completed applying the developed methodology (objective estimation of the probability density function of code parameters determining the void prediction based on a clustering technique) to a BWR turbine trip. The collaborator has taken a Post-Doc position at Chalmers University of Technology in Sweden. The participation in the IAEA CRP came to a halt with the leaving of the involved collaborators and will not be pursued any further. The participation in BEMUSE and the UAM benchmark will provide adequate coverage of this topic. Participation in the latter is delayed, but should be rather soon as the UAM benchmark specifications will be published soon.

The work on single-phase mixing problems in NPP geometries using CFD suffered from the retirement of the lead analyst in LTH and slowed down a bit. Yet, interesting studies in relation to the modeling assumption describing turbulence (in the framework of a lower plenum model of the KKG NPP) are now in the stage of the final analysis. The PhD with the goal of developing a coupling between a CFD and a system code has already developed the proof-in-principle, and a small experiment has been designed in collaboration with Laborato-

ry for Thermal Hydraulics to validate the computational approach.

The work to quantitatively assess the simulation capabilities of TRACE for (de-)pressurization waves following LOCA has reached a first stage by comparing TRACE results to simple wave propagation problems that lend to analytical solutions. If this work should be refocused onto the application of CFD-methods yet needs to be decided.

The work on developing a new pre-CHF Heat Transfer correlation is in the publication phase and offers a better prediction of heat transfer in two-phase conditions.

The participation in NURESIM continued. Considerable work (beside the one reported above) was spent on developing the new proposal (NURESP) in which PSI again would coordinate multi-physics. Unfortunately, this proposal did not receive funding from the EU.

While the EPR contract between STUK and PSI was finally signed later this year, the work has not yet started. It is expected to start begin of 2008, after the delivery of the first set of design data.

Updating the core models up to the latest cycle operated required significant effort (as reported above). For one plant, this work was subcontracted to a consultant.

During this year, emphasis was given to the assessment and qualification of SIMULATE-3K (S3K) as a stand-alone core dynamics solver for some selected PWR and BWR transients. For that reason, and also due to the lack of resources, the coupling of S3K with the system codes (TRACE and ev. RETRAN-3D) has been postponed to next year.

The Monte-Carlo work related to fast fluence did not proceed to the bio-shield analyses, although an outline of the challenges and requirements in terms of calculation tools has been prepared. One reason is that based on discussions with the Swiss utilities, the work program will during the coming years remain with a strong focus on fast fluence assessment for both PWR's and BWR's.. In that framework, sensitivity studies preparing uncertainty evaluations have also been conducted.

Finally, the fact that STARS personnel was able to produce first preliminary results 24 h after they were called by HSK to analyze a plant event effectively demonstrated the expertise and the adequate project infrastructure. It will be crucial for the further success to develop the young project scientists up to the senior expert level that is mandatory for STARS to continue providing excellent technical support to HSK.

Perspectives for 2008

The projected work for 2008 develops in three main domains:

- Further develop fuel modeling capability:
 - Further develop fission gas models and perform necessary validation.
 - Participate in CSNI/WGFS LOCA benchmark with analysis of IFA-650.4 / IFA-650.5.
 - Continue analysis of selected RIA and LOCA experiments from the ALPS program.
 - Continue analysis of SCIP ramp tests.
 - Establish framework for statistical fuel analysis.
- System behaviour modeling:
 - Continue migration of TRAC-BF1 BWR models and RELAP5 PWR models to TRACE, and perform testing using available plant transients.
 - Continue TRACE assessment with further analysis of ROSA experiments and in relation to condensation modeling.
 - Develop EPR models for TRACE and CFD.
 - Complete CFD-work for KKG boron dilution demonstration transient.
 - Continue with coupling PhD study.
 - Continue participation in BEMUSE-V (uncertainty evaluation) of PWR LB-LOCA in Zion Plant.
 - Initiate work on dynamic event trees and start establishing the respective tools based on TRACE (NES Seed Action 2006).
- Core behaviour modeling
 - 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).

It is understood that a few work items might be reconsidered during 2008 in light new information becoming available.

References

- [1] 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.
- [2] G. Khvostov, A. Romano, M.A. Zimmermann: Modeling the effects of axial fuel relocation in the IFA-650.4 LOCA test, Proceedings of the Fuels and Materials Sessions of the Enlarged Halden Programme Group Meeting, Storefjell Resort Hotel, Storefjell, Norway 11th–16th March, 2007.
- [3] M.N. Jahingir, J. Alvis, R.O. Montgomery, O. Ozer: Analysis of fuel behavior during LOCA tests using FALCON MOD01, WRFPM-2005, Kyoto, Japan, October 2005.
- [4] E.H. Karb, et al.: LWR Fuel Rod Behavior in the FR2 In-pile Tests Simulating the Hea-tup Phase of a LOCA, Final Report, KfK 3346, March 1983.
- [5] G. Khvostov, M.A. Zimmermann: Parameters of fuel rod design and test conditions for the high temperature LOCA experiment IFA-650.7: Pre-calculation with the FALCON fuel behavior code, PSI Technical Report TM-41-07-11, 2007.
- [6] M.A. Zimmermann et al., 2007. STARS: Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland. Status Report 2006 Available on STARS project internet site by address: <http://stars.web.psi.ch/PDF/STARS-2006-WEB.pdf>.
- [7] OECD/NEA Database on FUMEX-II, version 2: Cases 1–4, 9–22, 26, 27, April 2004.
- [8] G. Khvostov, M.A. Zimmermann, R. Stoenescu: Analysis of KKL High Burn-up Fuel Behaviour During Power Ramps Performed within the SCIP Project, Presentation to the SCIP Workshop on Modelling of Fuel Rod Behaviour, Studsvik, Sweden, 19 June 2007.
- [9] G. Ledergerber et al., 2006. Characterization of High Burnup Fuel for Safety Related Fuel Testing. Journal of Nuclear Science and Technology, 43, 1006–1014.
- [10] J.R. Willis and R. Bullough, 1969. The interaction of finite gas bubbles in a solid. Journal of Nuclear Materials, 32, 76–87.
- [11] P. Garcia et al., 2006. A study of xenon aggregates in uranium dioxide using X-ray absorption spectroscopy. Journal of Nuclear Materials, 352, 136–143.
- [12] S. Ravel, E. Muller, E. Eminat, L. Caillot, 2000. Partition of grain boundary and matrix gas inventories: results obtained using the ADAGIO facility. Proc. of Seminar on Fission Gas Behaviour. Cadarache, France.
- [13] M. Pérez, F. Reventós, L. Batet: Phase 4 of BEMUSE Programme: Simulation of a LB-LOCA in ZION Nuclear Power Plant – Input and Output specifications Rev. 3, July 2007, Universitat Politècnica de Catalunya, Barcelona, Rev. 3, July 2007.
- [14] NRC Bulletin 2001-01 Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzles, United States Nuclear Regulatory Commission, March 2001.
- [15] Overview of Reactor Vessel Head Degradation, <http://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/vessel-head-degradation/overview.html>, United States Nuclear Regulatory Commission, 2002.
- [16] T. Takeda, M. Suzuki, H. Asaka and H. Nakamura: Quick-look Data Report of OECD/NEA ROSA Project Test 6-1 (1.9% Pressure Vessel Upper-head Small Break LOCA Experiment), Japan Atomic Energy Agency, August 2006.
- [17] A. Jasiulevicius, O. Zerkak, R. Macian-Juan: Simulation of OECD/NEA ROSA Test 6.2 using TRACE, Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering, Nagoya, Japan, April 2007.
- [18] H. Austregesilo, H. Glaeser: Results of Post-Test Calculation of LSTF Test 6-1 (SB-PV-09) with the Code ATHLET, OECD/NEA ROSA Project, 4th PRG Meeting Tokai-mura, October 2006.
- [19] Y. Aounallah: On the Chen Saturated Convective Boiling, Transactions of the American Nuclear Society Meeting, p. 573, Pittsburg, PA USA, June 13–17, 2004.
- [20] Y. Aounallah: Boiling Suppression in Convective Boiling, Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13–17, 2004.
- [21] Y. Aounallah: A Separate-Effect-Based New Appraisal of Convective Boiling and its Suppression (Accepted for publication in Journal of Nuclear Science and Technology).
- [22] M. Azuma, A. Taniguchi, A. Hotta, T. Ohta: Analytical Study on Integrity of BWR Reactor Internal Structures against Water Hammer under RIA Conditions, in Proceedings of NURETH-10, (Seoul, Korea, October 5–9, 2003).
- [23] R. Engel: Analysis of fluid-structure interaction problems in nuclear reactor engineering, Int. J. of Computer Applications in Technology, Vol. 7, Nos 3–6, pp. 193–205, 1994.
- [24] A. Dudlik, S. B. H. Schönfeld, O. Hagemann, H. Carl, H.-M. Prasser: Water Hammer and Condensation

- Hammer Scenarios in Power Plants using New Measurement System, in 9th International Conference on Pressure Surges, (Chester, UK, March 24–26, 2004).
- [25] *W. Barten, A. Jasiulevicius, A. Manera, R. Macian-Juan, O. Zerkak*: Analysis of the Capability of System Codes to Model Cavitation Waterhammers: Simulation of UMSICHT Waterhammer Experiments with TRACE and RELAP5, Nuclear Engineering and Design, (2007, in print).
- [26] *W. Barten, A. Manera, R. Macian-Juan*: Assessment of the Capability of the TRACE Code to Model Linear Acoustic Pressure Waves in One-dimensional Flow, in Proceedings of NURETH-12, (Pittsburgh, U.S.A., September 30–October 4, 2007).
- [27] *J. H. Mahaffy*: Numerics of Codes: Stability, Diffusion, and Convergence, Nuclear Engineering and Design, 145, 131–145, 1993.
- [28] ANSYS-CFX: User Manual, ANSYS Inc., 2006.
- [29] U.S. NRC: TRACE V5.0 Theory Manual – Field equations, solution methods and physical models, 2007.
- [30] *A. Geist, A. Beguelin, J. Dongarra, R. Manjerek, W. Jiang, V. Sunderam*: PVM: A Users' Guide and Tutorial for Networked Parallel Computing, MIT Press, 1994.
- [31] *H.-M. Prasser, A. Bottger, J. Zschau*: A new electrode-mesh tomography for gas-liquid flows. Flow, Meas. Instrum. 9, p. 111–119, 1998.
- [32] Topical information on MNCPX can be found on the MNCPX home page located at: <http://mncpx.lanl.gov/> (November 2007).
- [33] ZZ-MCJEFF3.1NEA, «MCNP Neutron Cross Section Library based on JEFF3.1», OECD/NEA Data Bank, Paris, <http://www.nea.fr/abs/html/nea-1768.html> (June 2006).
- [34] RSICC Package D00226MNYCP01, «ENDF/B-VII.0 in ACE-Format», Radiation Safety Information Computational Center, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, USA (January 2007).
- [35] ZZ-FSXLIBJ33, «MCNP Nuclear Data Library Based on JENDL-3.3», OECD/NEA Data Bank, Paris, <http://www.nea.fr/abs/html/nea-1424.html> (August 2002).
- [36] International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, OECD/NEA Data Bank, Paris, <http://www.nea.fr/abs/html/nea-1486.html> (September 2005).
- [37] *E. Kolbe, A. Vasiliev, M.A. Zimmermann*: «Validation of Standard Neutron Data Libraries for LWR Storage Pools and Transport Casks Criticality Safety Evaluations», in Proceedings of the International Conference on Nuclear Data for Science and Technology 2007, «ND2007», Nice, France (April, 2007).
- [38] *H. Ferroukhi, J.M. Hollard, O. Zerkak, P. Coddington*, «PWR Cell Calculations using APOLLO-2 within the NURESIM Benchmark Framework», Trans.Am.Nuc. Soc, Vol. 97 (2007).
- [39] *O. Zerkak, P. Coddington, N. Crouzet, E. Royer, J. Jimenez, D. Cuervo*, «LWR Multiphysics Developments and Applications within the Framework of the NURESIM European Project», Proc. Int. Topical Meetg. on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications, Monterey, California, April 15–19, 2007 (CD-ROM).
- [40] *O. Zerkak, P. Coddington, H. Eitschberger*: Analysis of the Leibstadt Power Plant Condensate and Feedwater Systems during Selected Operational Transients. Nuclear Engineering and Design, Vol. 237, pp. 1195–1208, 2007.

MSWI

Melt-Structure-Water Interactions During Postulated Severe Accidents in LWRs

Author and Co-Authors	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, 2007 to December 31, 2007

ABSTRACT

Since 2006 the MSWI (Melt-Structure-Water-Interactions) project at the 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 2007 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 study of corium pool formation in the boiling water reactor (BWR) lower head; debris bed formation (DEFOR); coolability of debris beds from DEFOR; and dynamics and preconditioning in a single drop steam explosion.

Specifically, to simulate the melt pool formation in a BWR lower plenum during a hypothetical severe accident scenario, an advanced three-dimensional simulation tool was developed and validated, using a so-called phase-change effective convectivity model (PECM) approach and Fluent code platform. The PECM has been proved a suitable and effective tool for simulating the dynamics of core melt pool formation in a complex geometry such as in BWR lower plenum cooled by water supply through the control rod guide tubes (CRGT) cooling system. Various bi-

nary oxide materials were used as simulant melts in DEFOR experiments to study formation of debris beds in high and low subcooled water pools characteristic of in-vessel and ex-vessel conditions. The new DEFOR experiment campaign (named DEFOR-S) was initiated to obtain data on debris packing and formation under well-defined debris settlement conditions, and therefore examine different separate effects. Results of the DEFOR-S tests and related analyses confirmed the DEFOR-E finding, i.e. the average porosity of a debris bed formed in high subcooled water is much higher than 40% assumed in past coolability studies, and this result appears insensitive to melt simulant materials. Close examination of debris suggests that debris particles may include encapsulated pores, so not all pore space is accessible for coolant. Calculations of dryout heat flux indicated that the high porosity enhances coolability. Uncertainties and further research needed for the qualification of the effect of enhanced porosity on coolability are identified. Toward a mechanistic understanding of steam explosion, dynamics of a single molten drop fragmentation and coolant vaporization were investigated by using a high-speed visualization system with synchronized cinematography and X-ray radiography system (called SHARP). The experimental results show that the deformation/pre-fragmentation of a molten drop immediately following the pressure trigger is instrumental to the subsequent coolant entrainment and resulting energetics of the so-triggered steam explosion. Overall, the MSWI research in 2007 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 Fig. 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 2007, with the focus placed on:

1) Simulation of core melt pool formation in a BWR lower head;

- 2) Investigation on debris bed formation (DEFOR);
- 3) Implication of DEFOR findings on coolability;
- 4) Dynamics and preconditioning in a single drop steam explosion.

The main progress and results are summarized in the subsequent sections for corresponding topics. More achievements and detailed description of the works can be found in [1-18] which are publications supported by the MSWI project.

Work Carried out and Results Obtained

1. Simulation of Core Melt Pool Formation in a BWR Lower Head

1.1. Introduction

This study is concerned with the development and application of an effective tool which enables a mechanistic analysis of heat transfer during core melt pool formation and melt-vessel interactions in the lower plenum of a BWR, with a geometry complicated by a forest control rod guide tubes (CRGTs) and Instrumentation Guide Tubes (IGTs).

The present work is the extension of the Effective Con-

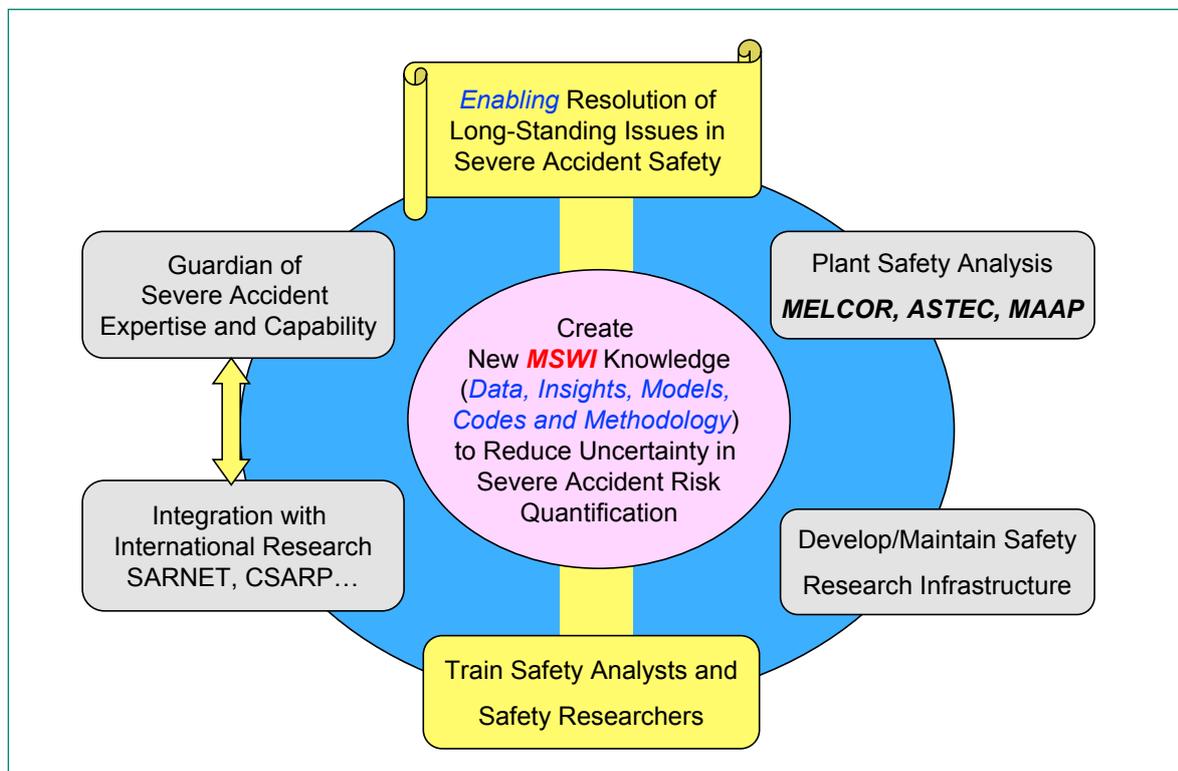


Fig. 1 MSWI Project Objectives.

vectivity Model (ECM) [1] to the phase-change problem to simulate the dynamics of the melt pool formation in a Boiling Water Reactor (BWR) Lower Plenum (LP) during a hypothetical severe accident scenario. The Phase-change ECM (PECM) was examined using a dual-tier approach, namely validations against existing experimental data and validation against results obtained from Computational Fluid Dynamics (CFD) simulations. Three models of the fluid velocity in a mushy zone were implemented in the PECM and their performance was compared. A linear dependency of the fluid velocity in a mushy zone on the fluid fraction applied in the PECM gives consistent results with the CFD simulations. The PECM was applied to simulation of heat transfer in a BWR lower plenum during a severe accident scenario. Results of the PECM core melt pool transient simulation are reported here. We show that the PECM is an adequate and effective tool to compute the dynamics of core melt pool formation.

1.2. Technical Approach

The present work is built on the concept of effective convectivity the ECM method [1] which uses characteristic velocities U_x , U_y and U_z to effectively transfer the heat generated in a fluid volume toward the cooled wall in an amount equal to the convective heat transport in the respective direction. The characteristic velocities are determined by means of heat transfer correlations.

For the modeling of phase change, the enthalpy-porosity formulation is used to model the solidification/melting process. The enthalpy formulation is based on the assumption of total enthalpy as a dependent variable, along with the temperature. In this formulation at a temperature T around the melting temperature T_{MP} , the phase-change material is assumed to be mushy for temperature T in the mushy zone:

$$T_{SOL} \leq T \leq T_{LIQ} \quad (1)$$

Assuming that the viscous dissipation is neglected, from a single enthalpy conservation equation which is common for solid, mushy and liquid regions, the flowing heat transfer equation can be derived:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho C_p T) = \nabla \cdot (k \nabla T) - \frac{\partial(\rho \Delta H)}{\partial t} + S_c \quad (2)$$

where the source term S_c includes convective terms and material volumetric heat source. We can separate two cases of a mushy region: a mushy zone in which the solid is fully dispersed in the liquid phase, and a fixed

columnar zone [19]. The mushy region of core melt is characterized by dendrite structure which is similar to a columnar zone. In the PECM, the fixed columnar zone model is considered, the source term S_c is defined as follows:

$$S_c = -\nabla \cdot (\rho u C_p T) - \nabla \cdot (\rho u L) + Q_v \quad (3)$$

In the fixed columnar zone, however, the solid flow is zero, and no net latent heat is convected. As a result, the second convective term of Eq. (3) is zero. Thus in the PECM there are two mechanisms of heat transfer within a mushy zone: the conduction and convection of the liquid fraction. The convection is possible only within the liquid fraction.

The latent heat of fusion ΔH is constrained by the limits

$$0 \leq \Delta H \leq L \quad (4)$$

or

$$\Delta H = F_L \times L \quad (5)$$

where F_L is the local liquid fraction. A key feature in the development of the fixed grid method is the definition of the local liquid volume fraction F_L . In general, the local liquid fraction in the mushy zone will depend on the nature of solidification. The local liquid fraction could be a function of temperature, cooling rate, solidification rate and the local liquid fraction field. A general form of the local liquid fraction versus temperature function is non-linear (Figure 1-1). In this figure, the step change at the solidus temperature (solid-mushy interface) can be associated with an eutectic phase change, and the step change at the liquidus temperature (mushy-liquid interface) can be used to approximately represent a kinetic under-cooling at the dendrite tips [20].

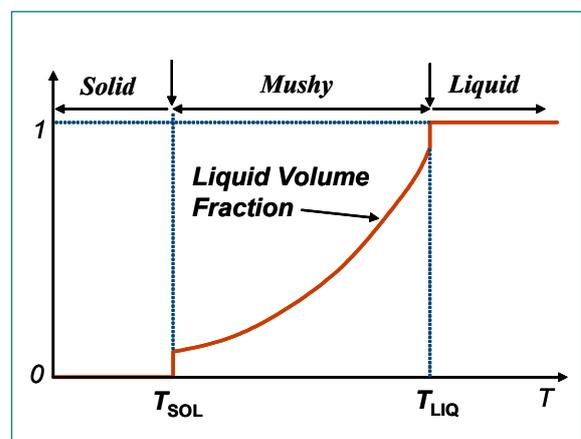


Fig. 1-1: A general liquid fraction-temperature curve.

For simplicity the local liquid fraction is assumed to be dependent only on temperature. A linear function temperature dependency of the local liquid fraction in the mushy zone is used in enthalpy-porosity method, Eq. (6).

$$F_L = \frac{T - T_{SOL}}{T_{LIQ} - T_{SOL}} \text{ where } T_{SOL} < T < T_{LIQ} \quad (6)$$

It is seen from Eq.(3) that to solve the heat source equation, it is necessary to define the fluid velocity in the mushy zone. The fluid velocity in the mushy zone may have a certain impact on the dynamics of the melting/solidification front and change the behavior of the melt pool formation.

The fluid velocity to be implemented in a mushy zone is named mushy zone velocity (or mushy velocity). There are two approaches to resolving the mushy velocity: the first is a definition via the permeability of the mushy zone and the second is a determination via mushy zone viscosity [2, 4].

1.3. Validation

The purpose of validation is to examine the consistency of the CFD and PECM simulations with different mushy velocity models, comparing the heat transfer coefficient (i.e. upward Nusselt number) of the phase-change case with that predicted by the experimental correlations (Kulacki-Emara correlation, [21]).

The solidus and liquidus temperatures applied in the CFD and PECM simulations are 2750K and 2770K, respectively. The domain's initial temperature is 50K lower than the solidus temperature.

As baseline benchmark, we use CFD method of Direct

Numerical Simulation (DNS) to compute fluid flow and heat transfer in an internally heated fluid layer cooled from the top with a truly isothermal boundary condition (i.e. with the phase-change boundary). A very fine non-dalization was applied to effectively provide large-eddy simulations of turbulent natural convection in fluid layer without invoking an explicit subgrid scale turbulence model [22].

The results of the CFD simulation of fluid layer cooled from the top without phase change (the boundary temperature is the liquidus temperature) agree well with the prediction by the experimental correlation valid for a wide range of Rayleigh number (Figure 1-2). More validations are available in [2].

1.4. Application and Performance of the PECM Method

In a previous study [3], we examined the potential of using coolant flow in CRGTs in the BWR lower head to remove decay heat and retain the debris and corium melt within the RPV. Presence of the CRGT significantly complicates the analysis of heat transfer in a debris cake as well as a melt pool, and consequently quantification of the melt attack on the vessel structures and vessel failure mode and timing. Here we apply the PECM to compute the dynamics of the melt pool formation in a unit volume. The unit volume is a rectangular box surrounding a BWR CRGT and filled with the debris cake of 400mm height (Figure 1-3). The simulation objective is to examine the performance of the PECM in the BWR geometry and obtain new insights into the dynamics of the melt pool formation, energy splitting and thermal loadings on the vessel structure and CRGT.

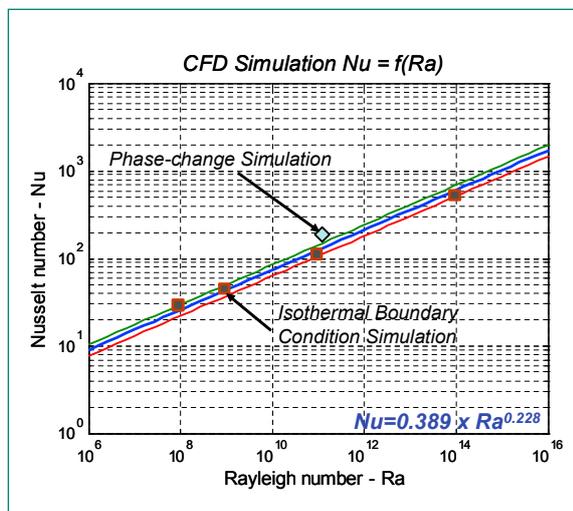


Fig. 1-2: Kulacki-Emara correlation and CFD simulation heat transfer coefficients.



Fig. 1-3: A unit volume in the BWR lower head (312.6 x 312.6 x 400 mm).

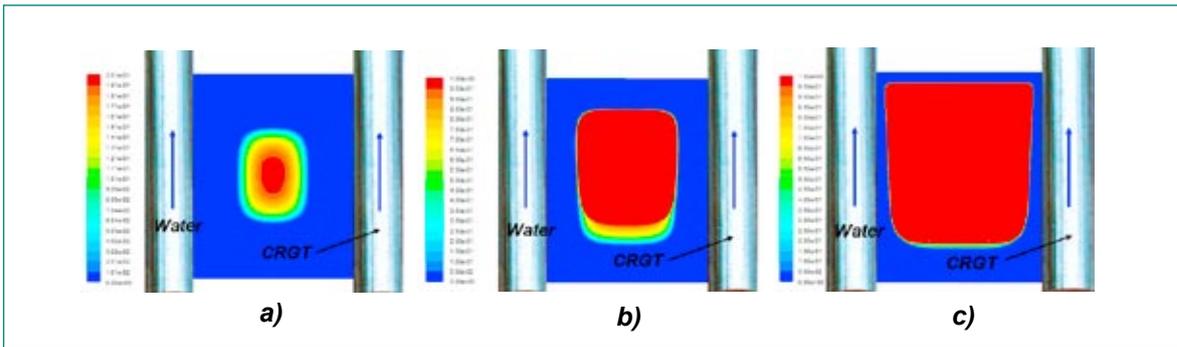


Fig. 1-4: Side view of the formation of a melt pool in a unit volume predicted by the 3D PECM simulation: a) Time $t = 2.7$ h; b) Time $t = 3.6$ h; c) Steady state, $t > 8.3$ h. Color bar represents the corium liquid fraction.

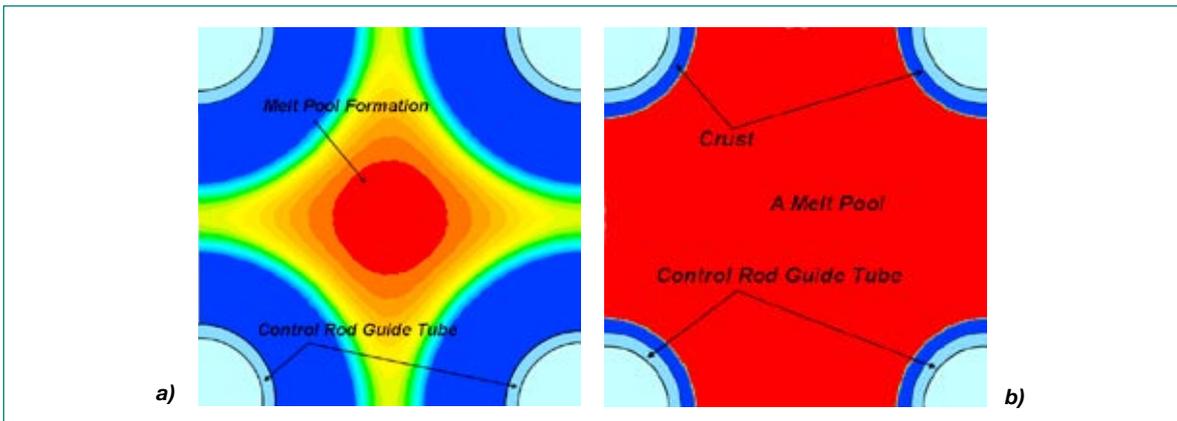


Fig. 1-5: Top view of the formation of a melt pool within four CRGTs: a) Formation process; b) Steady state.

Further, the following assumptions are made for the test case. Both the debris cake and the resulting melt pool are assumed to be homogeneous, with volumetric decay heat generation rate of 1 MW/m^3 . The thermal conductivities of the debris cake and molten corium are assumed to be 1 W/(m.K) and 3 W/(m.K) , respectively. The debris cake has an initial temperature of 500K . Isothermal boundary conditions (383K , 450K and 500K) are applied to the computational domain's top, side and bottom boundaries.

To ensure the accuracy of a complex flow simulation, Adaptive Mesh Refinement (AMR) technique of Fluent is used. The AMR tool of Fluent creates a high-resolution mesh based on the gradient of liquid/solid fraction; a high-resolution mesh is provided in the phase-change interface of the solid debris and liquid melt to resolve the melting front.

As expected, the simulation results (Figures 1-4 and 1-5) depict the formation of a melt pool in the region between CRGTs. The pool expanded with time, both radially and axially, and became connected, forming a large melt pool surrounded by crust on the cooling walls of the CRGTs and vessel.

Table 1-1 shows the pool superheat and energy splitting of the computational domain. For comparison, we also include results of CFD simulation performed and presented in our previous paper [3] for the unit volume. It is instructive to note that the CFD simulation was made without phase change, and the crust melting point (isothermal condition) was applied to all boundaries. We found that the PECM and the CFD simulations are consistent. Some differences are easily explained. The larger downward heat flux (measured at the domain bottom boundary) obtained in the PECM simulation is due to the energy contribution of the thick bottom crust. In CFD simulation (without phase change), the superheat (61K) can be determined relative to a melting point, e.g. the midpoint T_{MP} between solidus T_{SOL} and liquidus T_{LIQ} . In the PECM simulation, the superheat determined relative to the corium liquidus point is 50K or adjusted to the melting point T_{MP} is 60K .

1.5. Concluding Remarks

We have extended the Effective Convectivity Model (ECM) into phase-change problems (Phase-change ECM or PECM) and performed the PECM validation by a dual

Simulation	Superheat of the pool, K	Upward heat flux q_{up} , W/m ²	Sideward heat flux q_{sd} , W/m ²	Downward heat flux q_{down} , W/m ²
PECM	50	118339	121419	57217
CFD [3] without phase change	61.1	169649	108267	29581

Table 1-1: Energy splitting and superheat of the pool.

approach. We recommend using the linear dependency of the fluid velocity in a mushy zone on the liquid fraction in the PECM for simulations of the binary melt phase-change dynamics. The PECM has proved a suitable and effective tool for the simulation of the dynamics of core melt pool formation in a complex geometry such as in BWR lower plenum during a hypothetical severe accident scenario. In future studies we plan to use the PECM to perform analyses of transient processes of core melt pool formation in a BWR lower head with and without coolant flow in CRGTs. The PECM can be further used to analyze heat transfer in a stratified melt pool (e.g., with a metallic layer) to study the focusing effect and the reactor vessel ablation. The PECM can be coupled with a structural mechanics model to study the lower plenum thermo-mechanical response, creep, and failure.

2. Investigation on 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. Previously we had reported DEFOR-E scoping experi-

ments [5], whose focus was placed on the test facility commissioning and preliminary study on the influence of (i) water subcooling and pool depth, (ii) melt material composition and superheat, and (iii) two-phase thermo-hydraulics on the debris bed properties (porosity, particle size distribution and morphology) which are related to coolability. DEFOR-E experiments showed that water temperature (subcooling) is one of the most important governing parameters, which has the influence on the jet and particle breakup phenomena, particle sizes distribution, intensity of boiling, heat removal and characteristics of two-phase flow in the debris bed. But non-prototypical fragmentation behaviour of light, glass type melt simulants used in DEFOR-E, as well as complex interactions between different physical phenomena during the debris bed formation make it difficult to extrapolate the results of the DEFOR-E experiments to reactor accident scenarios.

A new campaign of DEFOR-S («Snap-shot») experiments was therefore initiated with an objective to provide separate effect study of the debris formation and packing into a porous bed under well-defined conditions [6]. This report summarizes of the results obtained in the first series of DEFOR-S experiments. An analytical study of mechanics that govern debris packing in a LWR severe accident was reported in [7].

Experiment Parameter	S1	S2	S3	S4	S5	S6	S7	S8	S9
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
Component 2	TiO ₂	TiO ₂	WO ₃	TiO ₂	WO ₃				
Component 1 molar fraction, %	37%	37%	29%	64%	29%	50%	23%	23%	22%
Component 2 molar fraction, %	63%	63%	71%	36%	71%	50%	77%	77%	78%
Eutectic mixture	yes	yes	yes	yes	yes	no	no	no	no
Density of mixture, kg/m ³	4562	4562	7852	6436	7852	8235	7727	7727	7705
Melt volume, liter	0.942	0.986	0.85	0.85	1.0	1.0	0.882	0.882	0.917
Liquidus temperature, C	1369	1369	880	1233	880	1080	994	994	1025
Temperature of melt, C	1450	1400	950	1400	980	1060	1020	1020	1070
Water temperature, C	16	18	21	20	75	20	19	75	11
Water pool depth, cm	65	65	65	65	65	65	65	65	110
Jet free fall height, cm	20	60	60	60	60	60	60	60	60
Nozzle diameter, mm	20	20	20	20	16	16	12	12	12
Measured bed porosity, %	71%	71%	70%	69%	59%	68%	62%	46%	70%

Table 2-1: DEFOR-S experimental conditions and main results.

Table 2-1 lists the 9 experiments performed so far in DEFOR-S campaign with different corium simulant materials and water subcooling.

2.2. Experimental Results

2.2.1. Porosity of the Debris Bed

It is instructive to note that in the past several experimental programs were performed to study molten fuel-coolant interaction (FCI) related to steam explosion. Data on debris bed formation and bed properties were seldom collected and analyzed in a comprehensive way. Limited data of corium debris bed porosity are available only in CCM tests [23], with averaged porosity of 53% in CCM-1, 39% in CCM-2 and 65% in CCM-3. As a result, neither parametric correlations nor mechanistic models exist to enable quantification of debris bed configuration, particles morphology and sizes distribution, and porosity spatial distribution within the debris bed. The new data from DEFOR program are therefore unique and first-of-a-kind with regard to its systematic nature.

Based on the DEFOR-S results concerning the debris bed porosity, we can conclude that:

- Averaged porosity of the beds formed in high sub-cooled water is high (60~70%) and insensitive to simulant melt composition (see Table 2-1). Such porosity is in a good agreement with CCM-3 test with corium [23], where complete melt fragmentation was observed in relatively deep (1.1 m) water pool.
- Relatively low porosity (45~59%; Table 2-1) in case of low water subcooling (DEFOR-S5, S8) is a result of agglomeration and cake formation.

2.2.2. Morphology of Debris Particles

Analysis of DEFOR-S experimental data shows that in the tests with high water subcooling the dominant mechanism of the debris formation is solid particle breakup due to thermal stresses. That's why the obtained morphology of the particles is less sensitive to the particular composition of the simulant materials. We observe a rock-like particles with sharp edges, both in case of eutectic [Figure 2-1(a), Figure 2-2(a),] and non-eutectic

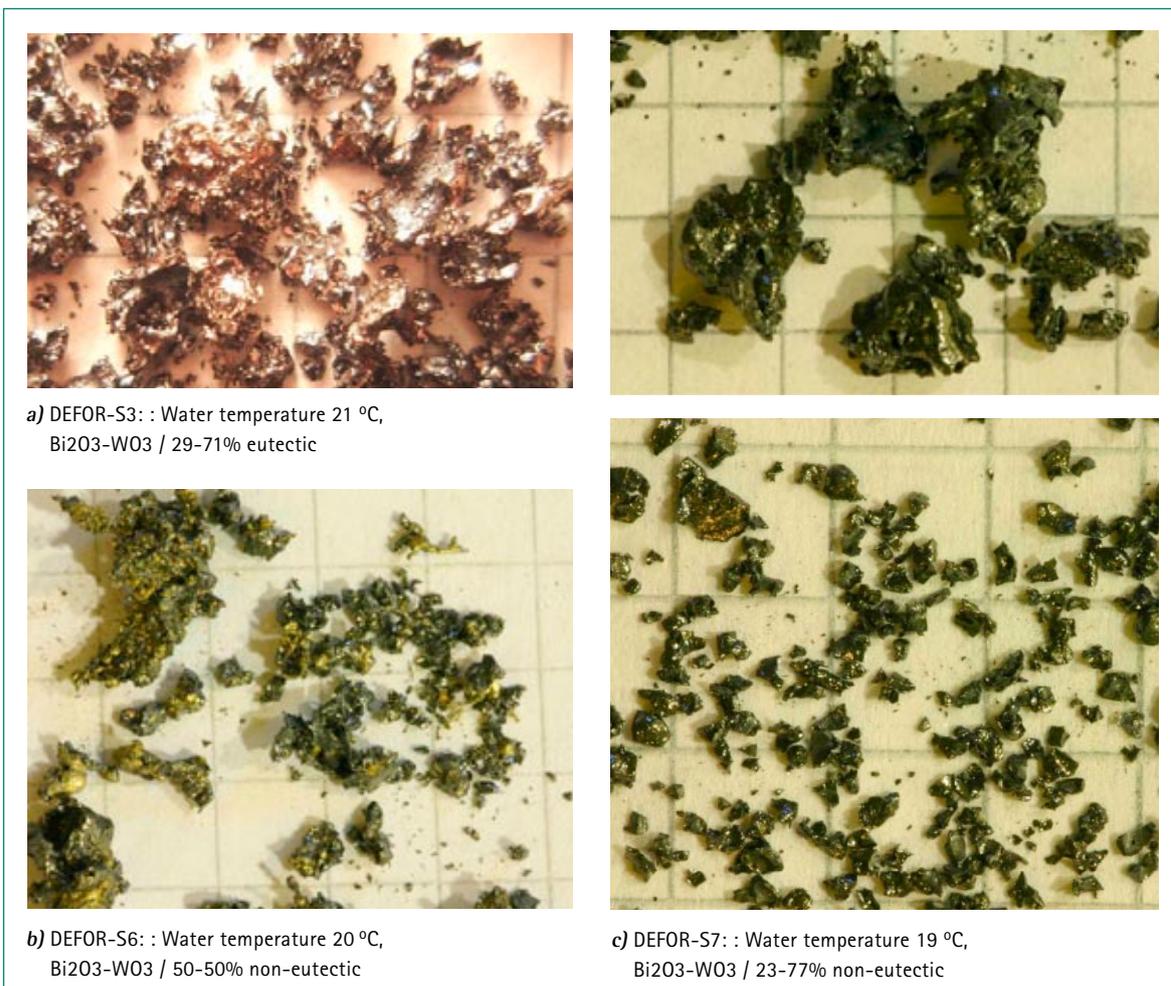


Fig. 2-1: Influence of melt composition on particle morphology (high water subcooling).

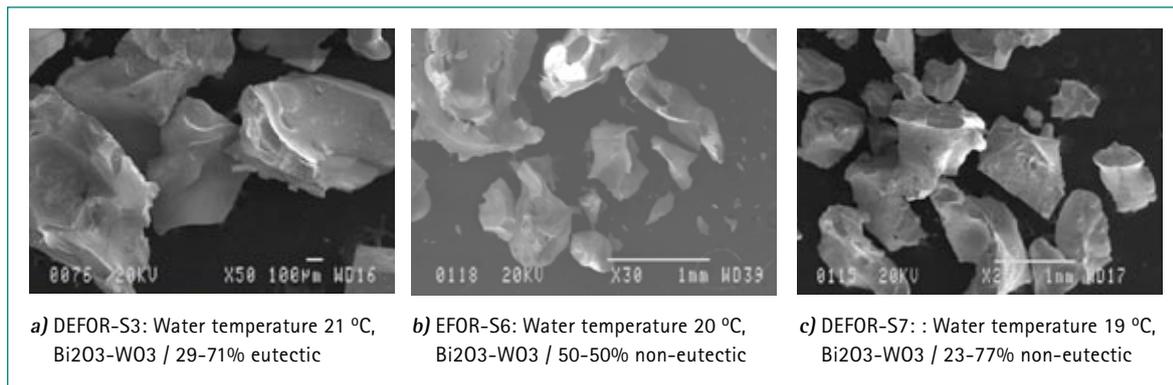


Fig. 2-2: Influence of melt composition on particle surface roughness (high water subcooling).

[Figure 2-1(b), Figure 2-1(c), Figure 2-2(b) and Figure 2-2(c)] mixtures.

In case of low water subcooling we observe that the dominant mechanism of the debris formation is hydrodynamic fragmentation of liquid droplet. Low subcooling provides less heat flux from the droplet to the coolant due to thicker vapor layer, and consequently longer time for solidification in comparison with hydrodynamic fragmentation.

Interestingly, the melt composition starts to play a role in particle morphology at low water subcooling. The particle surface from eutectic composition melt has mirror-like reflection of light [Figure 2-3(a)] which means that the surface is smooth at micro scale, and we can see it on Figure 2-4(a). Meanwhile the non-eutectic composition melt particle surface has diffusive light reflection [Figure

2-3(b)], which means that it is rough at the micro scale [Figure 2-4(b)]. On the other hand, the surface of particles from experiments with eutectic mixture has macro roughness [Figure 2-3(a), Figure 2-4(a)], while the particles from experiments with non-eutectic mixtures are more smooth at «macro» scale [Figure 2-3(b), Figure 2-4(b)].

The main reason for such differences between eutectic and non-eutectic melts is the difference in solidification mechanisms. For the non-eutectic mixture, the higher viscosity of mushy zone during solidification plays an important role in breakup and surface formation.

Also at low water subcooling in both cases of eutectic and non-eutectic mixture we observe a quite regular formation of internal cavities (closed and opened) inside the particles. The mechanism forming such cavities is not well understood yet.



Fig. 2-2: Influence of melt composition on particle morphology (low water subcooling).

2.3. Concluding Remarks

- Averaged porosity of the debris bed in case of high water subcooling is high (up to 60~70%), and robust (insensitive to simulant melt composition).
- Relatively low porosity (45~59%) in case of low water subcooling is a result of agglomeration and cake formation.
- Risk of agglomeration and cake formation in reactor accident case needs to be reassessed.
- Sensitivity of the particle morphology to the particular melt composition (eutectic vs. non-eutectic) is:
 - high subcooled water => less sensitive.
 - low subcooled water => more sensitive.
- In general, the new simulant materials (heavy, ceramic type) tested in DEFOR-S exhibit more prototypic fragmentation and packing behaviour in comparison with light, glass type mixtures used in DEFOR-E. That gives us more confidence in applicability of DEFOR-S results to the analysis of debris bed formation phenomena in the reactor severe accident.
- More data on DEFOR-S and further research needs can be found in [5-9].

3. Implication of DEFOR Findings on Coolability

3.1. Introduction

Results of the DEFOR experiments and related analyses strongly suggest that the debris beds formed in FCIs is

heterogeneous and probably heap-like. The heap-like beds facilitate coolant ingress from the bottom. The effects of inhomogeneity and coolant bottom ingress on coolability were analyzed in [10, 11].

This study is to analyze the potential effects of the characteristics of the debris beds found in DEFOR experiments, in term of (i) porosity range and (ii) particle morphology.

From particle packing theory, we know that the porosity of a bed packed by regular particles ranges from 26% to 46%, and the average porosity with size distribution is around 40% [24]. This therefore became the reference porosity for debris beds used for coolability studies in the past.

However, in the DEFOR experiments (see [5] and the previous section and CCM tests [23], it was found that the porosity of the debris beds varied from 50% to 70%, with most of them having porosity of more than 60%. This implies that the porosity of a prototypical debris bed may be much higher than that predicted by the particle packing theory. Instead of addressing the cause of forming such a high porosity, the focus of this study is placed on its implication on debris coolability.

On the other hand, the particle morphology obtained in DEFOR and corium FCI tests [25] reveals that there exist internal (encapsulated) pores which are inaccessible by coolant. For coolability analysis, such internal porosity has to be subtracted from the average porosity. The

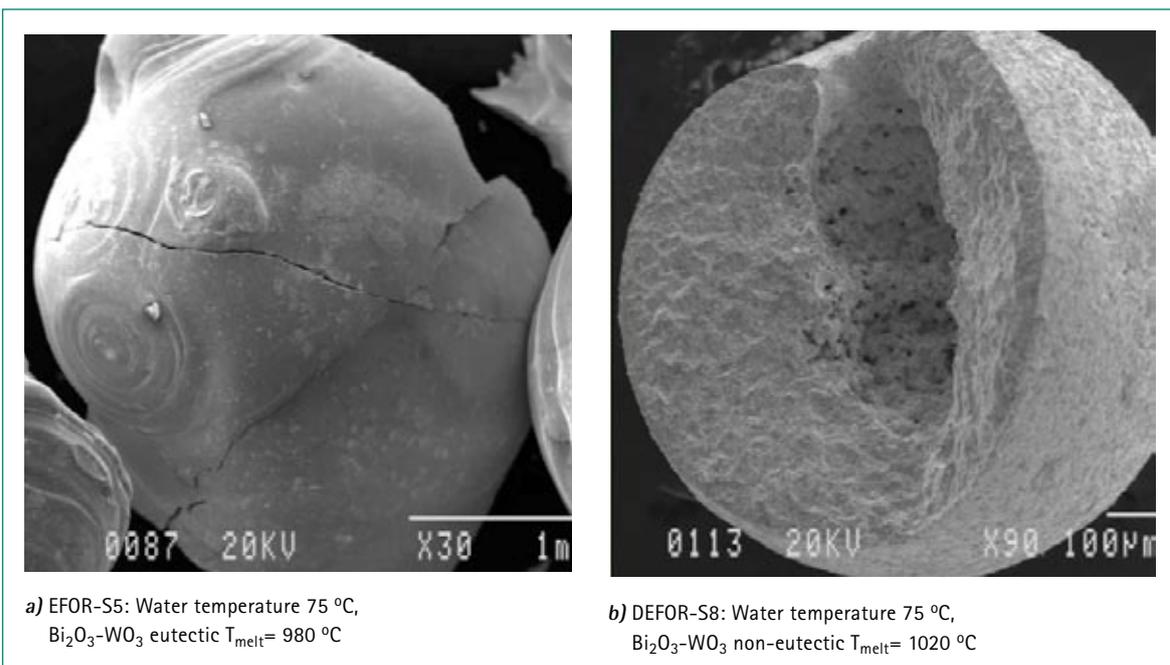


Fig. 2-2: Influence of melt composition on particle surface roughness (low water subcooling).

current study gives an effect estimation of the internal pores on coolability.

3.2. Results and Analysis

For the coolability analysis (prediction of dryout heat flux), the Reed's analytical model [24] for 1D top-flooding homogeneous beds is employed. Although we recognize the limitations of the existing tools (including Reed's model which is one of the state-of-the-art tools in the field), the objective of the present study is to provide the first-cut evaluation of the effects of the DEFOR findings on coolability so as to aid the quantification of uncertainty in ex-vessel melt risk safety assessment and guide future experiments.

Reed's model is nearly identical to Lipinski model [26], except for the use of a higher relative passability. The Reed's correlation is used here as it has undergone most extensive validation against existing experimental data. More description of the model can be found in [12, 24].

3.2.1. Effect of Debris Bed Porosity

Figure 3-1 shows the variation of dryout heat flux with porosity of the debris beds for top-flooding homogeneous debris beds. If the particle size is 3 mm and the porosity is 70% in the bed, the dryout heat flux (DHF) is 3.37 MW/m² predicted by Reed's model, which is 3.7 times of the DHF of the reference bed with 3 mm particles and 40% porosity. If the particle size was reduced to half of that of the reference bed while keeping

Bed	Porosity	Particle size (mm)	DHF (MW/m ²)
A	40%	3	0.9
B	70%	3	3.37
C	70%	1.5	2.28

Table 3-1: Dryout heat flux (DHF) of debris beds with high porosity.

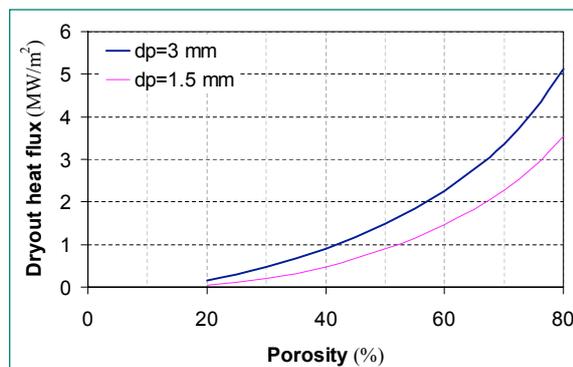


Fig. 3-1: Variation of dryout heat flux with porosity (Reed's model).

70% porosity, the DHF is 2.28 MW/m² which is still 2.53 times of that of the reference bed. The comparison is listed in Table 3-1. The results depict a significant, and yet quite expected, effect of the bed's high porosity on its coolability.

Another implication of the results is that the effect of the porosity on coolability should be more significant than the particle size. This can be explained by the flow resistance through the debris bed. From Ergun's equation [27], the frictional resistance of single phase flow through a debris bed can be predicted by

$$\Delta P_f = 2f\rho \frac{L}{D_h} \left(\frac{J}{\varepsilon} \right)^2 \quad (1)$$

where

$$D_h = \frac{2\varepsilon}{3(1-\varepsilon)} d, \quad f = \frac{1}{3} \left(\frac{100}{Re} + 1.75 \right), \quad Re = \frac{D_h \cdot J}{\mu \cdot \varepsilon}$$

Thus, the pressure drop is almost proportional to the reciprocal of the 4th power to the porosity, while it is nearly proportional to the reciprocal of the 2nd power to the particle size. For two-phase flow, the principle of the friction law is the same.

It should be noted that the Ergun's equation is obtained from flows through beds packed with regular particles. Moreover, the Reed's model (derived from Ergun's equation) was developed based on experimental data of dryout heat flux for porous beds with regular particles and 30%~40% porosity. The applicability and accuracy of the model in a high-porosity range remain uncertain and should be the subject of future investigation and qualification.

3.2.2. Effect of Particle Morphology

In the past, the particulate debris beds were assumed to comprise of solid particles with regular shapes and macroscopically smooth surfaces. There are only few studies which pay attention on the morphology of prototypical debris, and the effect of particle shape and size distributions. Recently in the DEFOR experiments conducted at KTH, we found that the particle surface is generally roughened [see the previous section]. More importantly, debris fragments are also found to have encapsulated cavities or pores on the surfaces. Such cavities (or internal pores), irregular shape and roughness were indeed observed in debris fragments collected in tests on prototypic corium melt-water interactions [25]. It should be noted that the internal pores were not separately counted for when the porosity of the debris bed was determined in post-test measurements. In

other words, all debris beds were assumed as Figure 3-2(a) in the existing coolability studies, where pores between the particles serve as channels of coolant flow, and the «external» porosity is used as a sole parameter in coolability analysis. However, for a prototypic debris bed, internal pores may contribute to the total porosity, reducing the effective «external» porosity and hence influencing the bed coolability. If the pores are encapsulated as illustrated in Figure 3-2(b), the coolant could not get access to them at all; if the pores are half-enclosed as in Figure 3-2(c), a degraded contribution of such pore space can be expected.

For an estimation of the effect of such internal pores on coolability, in the present study we examined the coolability of a bed with the configuration of Figure 3-2(b), i.e. we assume that the debris bed is composed of spheres with some of them hollowed. Under this situation, the effective porosity ϵ_e equals to the nominal porosity ϵ minus the internal porosity ϵ_i (cf. Figure 3-3). Furthermore,

we assume that the internal porosity is uniformly distributed in all particles. In Table 3-2 and Figure 3-4, Bed 1 is the reference bed with 40% porosity and packed by 3 mm solid particles. Bed 2 is supposed a prototypical debris bed with high porosity (70%), but 10% being the contribution of the encapsulated pores, while Bed 3 is without the encapsulated pores. Comparing Bed 2 with Bed 3, we can see that the dryout heat flux was reduced by 33% (from 3.37 MW/m² to 2.26 MW/m²) due to the internal porosity in the Bed 2. This implies the importance of determining the particle morphology and pore distribution in a prototypical bed. The cause of the remarkable impact of the porosity variation on coolability is as discussed in the previous subsection.

A prototypical debris bed formed in a severe accident is expected to be inclusive of particle morphology such as those shown in Figures 3-2(b) and 3-2(c) and even more complex. Coolability of such beds cannot be reliably predicted using the existing models and computational

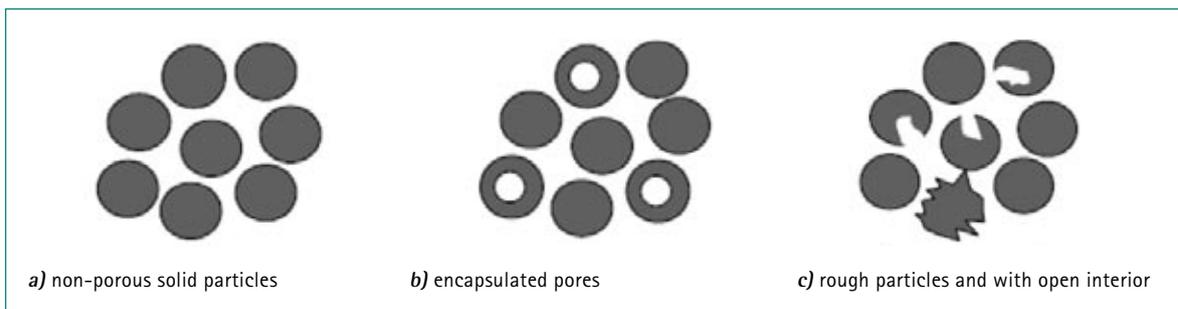


Fig. 3-2: Different configurations of debris beds.

	d_p (mm)	ϵ (/)	ϵ_i (/)	ϵ_e (/)	DHF (MW/m ²)
Bed 1	3.0	0.4	0.0	0.0	0.9
Bed 2	3.0	0.7	0.1	0.6	2.26
Bed 3	3.0	0.7	0.0	0.0	3.37

Table 3-2: Comparison of DHF of beds with hollow spheres and solid spheres.

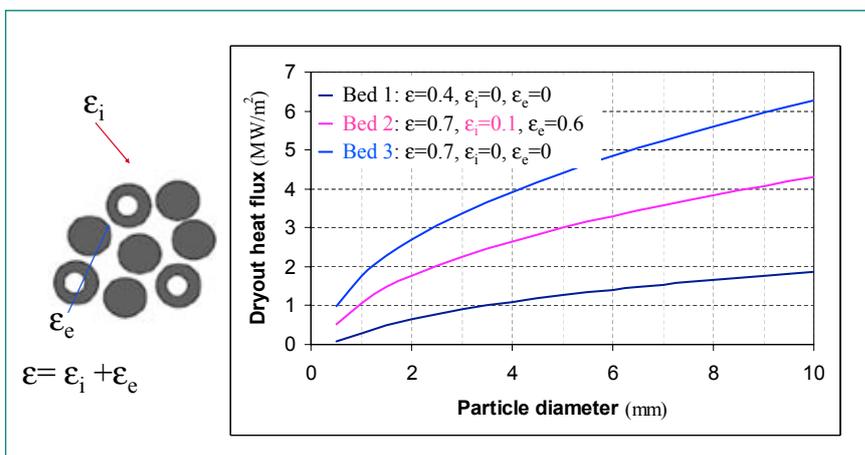


Fig. 3-3: Dryout heat flux for debris beds with hollow and solid debris.

tools, which were developed and validated for the bed configuration of Figure 3-2(a). The fundamental question here pertains to the two-phase friction laws in a bed with enhanced surface-to-volume ratio for debris fragments (complex particle morphology). The situation suggests an important gap in contemporary knowledge of severe accident phenomena for which a new experimental investigation is a must.

Generally speaking, the particle size distribution and morphology affects the effective hydraulic diameter. On the one hand, the particle's complex shapes result in an enhanced surface-to-volume ratio that leads to a decreased local heat flux through the particle surface, and therefore higher resilient to dryout. On the other hand, the particle surface roughness and enhanced surface area lead to increased flow resistance, with subsequent reduction of DHF.

3.3. Conclusion and Perspective

The present study focuses on the potential effect of bed characteristics found in DEFOR experiments on coolability, in terms of porosity range and particle morphology. For high average porosity (up to 70%) obtained in DEFOR tests with high subcooled water, the analysis results indicate availability of substantial coolability margins, compared to previous assessments based on models and experiments using a bed assumed porosity of approximately 40%.

On the other hand, the particle morphology obtained in FCIs reveals that there very probably exist internal (encapsulated) pores which are inaccessible by coolant. Such internal porosity has to be excluded from the average porosity, and therefore does not contribute to coolability.

It is instructive to note that the present findings are made possible by using the analysis tools which in them-

selves are subject to modeling assumptions and uncertainty. Nonetheless, the trends predicted in this first-cut evaluation appear significant for the quantification of severe accident risks.

The present study also suggests the need to perform additional investigations on mechanisms that govern formation of and two-phase thermal-hydraulics in prototypic debris beds. They will be addressed in DEFOR and POMEKO programs in MSWI project.

4. Dynamics and Preconditioning in a Single Drop Vapor Explosion

4.1. Introduction

Steam explosion 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. In this study, micro-interactions in a droplet explosion are studied by using a novel diagnostic technique developed at KTH. A test facility, called MISTEE (Micro Interactions in Steam Explosion Experiments) as shown in Figure 4-1(a) is used to perform single drop experiments which are dedicated to pursue a basic understanding of micro-interactions in steam explosion. A system, named SHARP (Simultaneous High-speed Acquisition of X-ray Radiography and Photography, cf. Figure 4-1(a)) is designed to enable synchronized visualization of both bubble dynamics and melt evolution during the explosion period. The objectives of the present experimental program on droplet explosion are dual. First, we aim to obtain high-quality experimental data in well-controlled experiments. Such data are useful for the development and validation of mechanistic models, including CFD-based simulation methods. Second, the data are processed to establish behaviours which provide new insights into the physics.

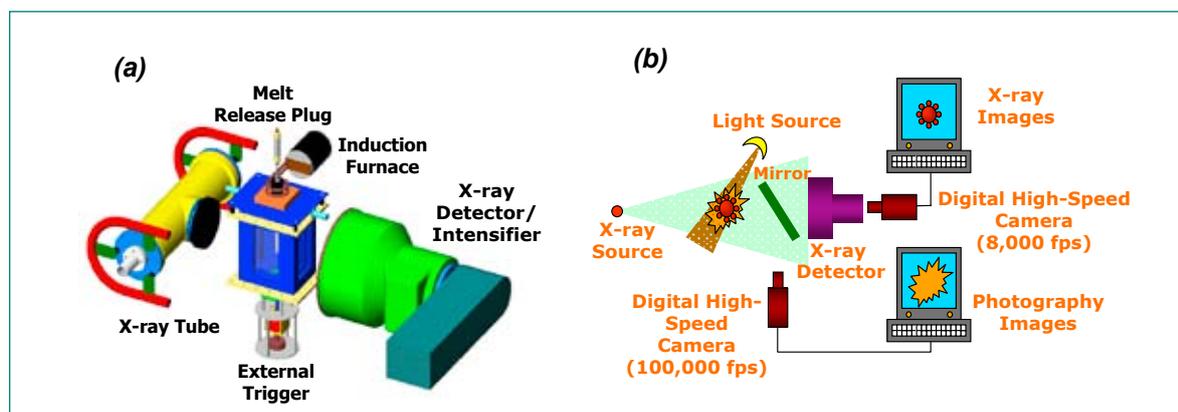


Fig. 4-1: Schematics of (a) the MISTEE test facility and (b) the SHARP visualization system.

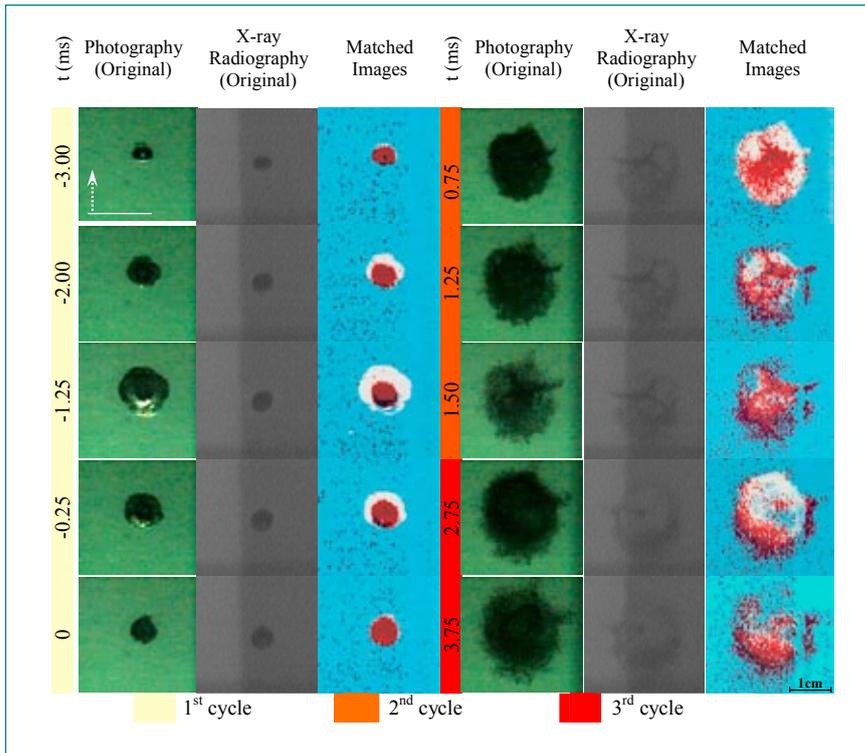


Fig. 4-2: Synchronized X-ray radiographic and photographic images of a 0.5 g tin drop at 1000 °C into water at 73 °C undergoing steam explosion.

4.2. Simultaneous Visualization of Bubble and Melt Fragmentation

The simultaneous X-ray radiographic and photographic images of a 0.56 g tin drop at 1000 °C in water at 73 °C undergoing steam explosion are shown in Figure 4-2 where the steam explosion evolution can be depicted into 3 cycles, which represents an initial expansion and the succeeding collapse of the bubble. $t = 0$ ms is defined as the time when the bubble collapses in the first cycle. Initially, the undisturbed molten droplet with a diameter of 4.8 mm, undergoing stable film boiling, falls freely into the water with a velocity of 0.6 m/s. At -3 ms, the system is disturbed by an externally triggered pressure pulse of 0.15 MPa, as indicated by an arrow in Figure 4-2. The induced Liquid-vapor interface instability leads to the initiation of the first cycle.

During the subsequent bubble growth, the bubble reaches its maximum at $t = 1.25$ ms, and starts collapsing. The coolant is accelerated towards the deformed droplet, facilitating mixing/direct contact and leading to the 2nd cycle explosive evaporation and fine fragmentation of the droplet. As the bubble decelerates, the inertia of the fine fragments causes them to go through the bubble surface. The latter reaches its critical size and the subsequent bubble collapse leaves the fine fragments behind, whereas a fraction of them is redistributed into the center of the initial melt location. At this point, the third cycle can be clearly observed, when the collapsing

bubble promotes the mixing of the coolant and the remains of the molten material, $t = 1.50$ ms, leading to a secondary explosive vaporization. A shell-like region of finely fragmented melt particles is formed just about the water-vapor interface during the expansion period, $t = 1.75$ to 2.75 ms. The fine fragments are then dispersed within the coolant after the bubble has finally collapsed. The radial growth history of the bubble for different coolant temperatures is represented by the normalized equivalent diameter (D_{eq}) estimated by the image projected area; as shown in Figure 4-3, where one can easily identify the 3 cycles mentioned previously: first, $-4 < t < 0$ ms; second, $0 < t < 1.55$ ms; third, $t > 1.55$ ms.

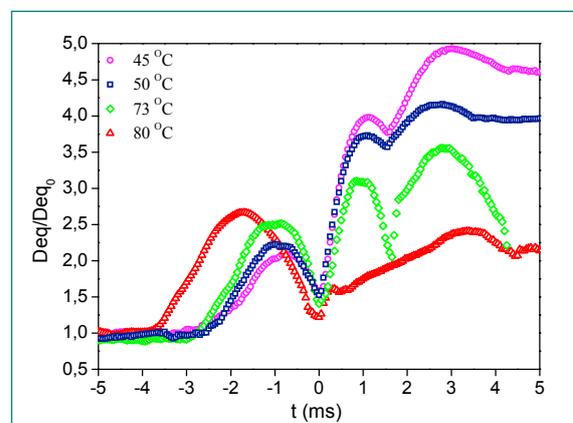


Fig. 4-3: Radial history for a single tin drop at 1000 °C for different water subcoolings.

Figure 4-4 depicts a typical fragmentation map with a scale from 0 to 100% representing the molten material mass fraction integrated over the incident X-ray beam line. During the bubble collapse, the intruding coolant promotes the direct contact in the region near the drop surface; Figure 4-4(c), where the explosive vaporization of the entrained coolant leads to dispersal of the molten material. The fine fragments generated by the microscopically stratified explosion on the melt surface are ejected radially; Figure 4-4(d), whereas some inner part appears to be compacted by opposite compression forces due to such discrete steam expansion. Subsequently, during the second bubble collapse, the coolant is accelerated towards the remaining melt, Figure 4-4(e), where further mixing takes place, leading to the second explosive evaporation, Figure 4-4(f), and final melt fine fragmentation.

From the X-ray images acquired, one can observe that initial disturbances do not lead to a violent interaction, but render a «slow» vaporization, where the molten droplet experiences deformation/pre-fragmentation; Figure 4-4(b). Close-up X-ray radiographies of a molten droplet undergoing deformation, Figure 4-5, shows the non-homogeneities on the melt surface, Figure 4-5(b),

and density/mass decrease up to 50%, which define the points of coolant entrainment, Figure 4-5(c), and respective violent evaporation, Figures 4-5(d) and 4-5(e).

4.3. Preconditioning for an Energetic Interaction

Deformation/prefragmentation of a molten drop can be quantified by its average density/thickness and the projected area evolution during the 1st cycle. It can be seen from Figure 4-6 that the droplet deformation/pre-fragmentation decreases with the increase of coolant temperature. This behaviour can be explained by the effect of coolant temperature on the stability of vapor film that envelops the molten droplet prior to pressure perturbation. 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, hence suppressing local coolant-melt contacts and resulting in a more limited deformation/pre-fragmentation of the molten droplet. Such a compact, non-deformed drop resists liquid coolant entrainment and melt-coolant mixing needed for subsequent explosive expansion.

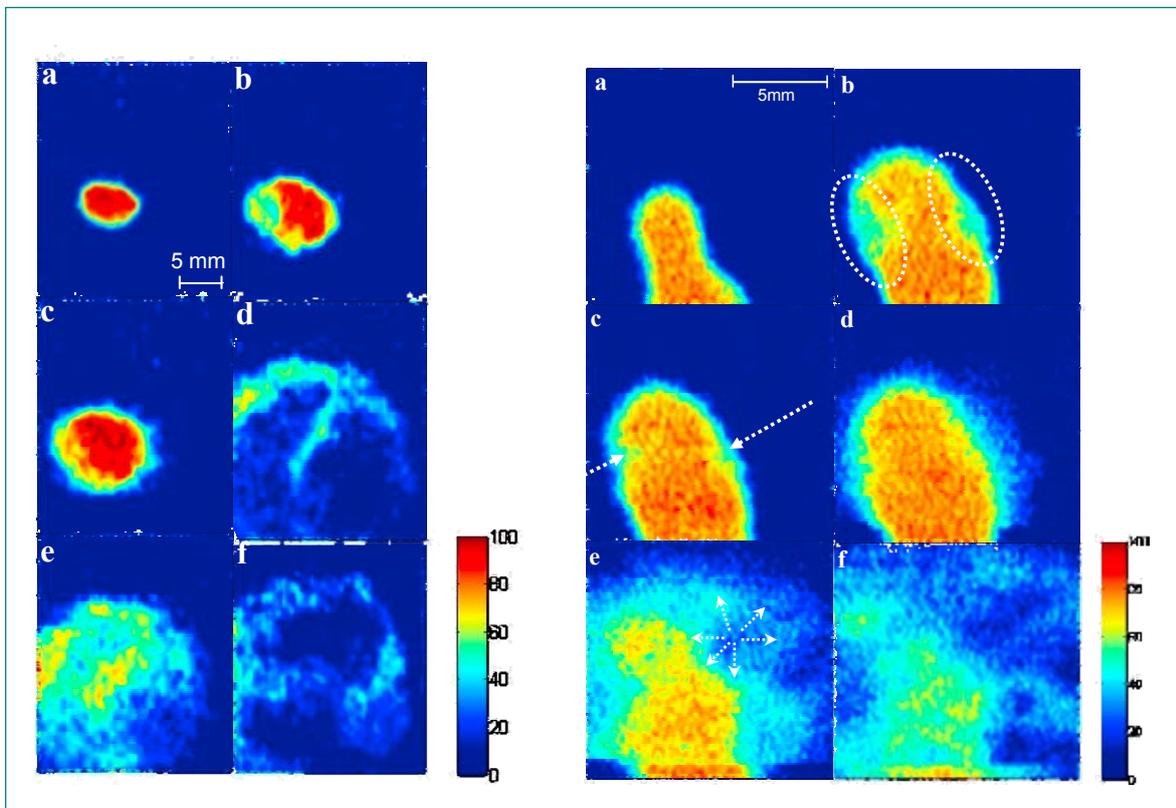


Fig. 4-4: Quantitative fragmentation map of a 0.5 tin drop at 1000 °C into water undergoing steam explosion at (a) -1.5 ms, (b) -0.25 ms, (c) 0.125 ms, (d) 1 ms, (e) 1.825 ms and (f) 3 ms.

Fig. 4-5: A partial close-up of a molten droplet qualitative fragmentation map of a typical single drop steam explosion at (a) -1.5 ms, (b) -0.5 ms, (c) 0 ms, (d) 0.25 ms, (e) 0.5 ms and (f).

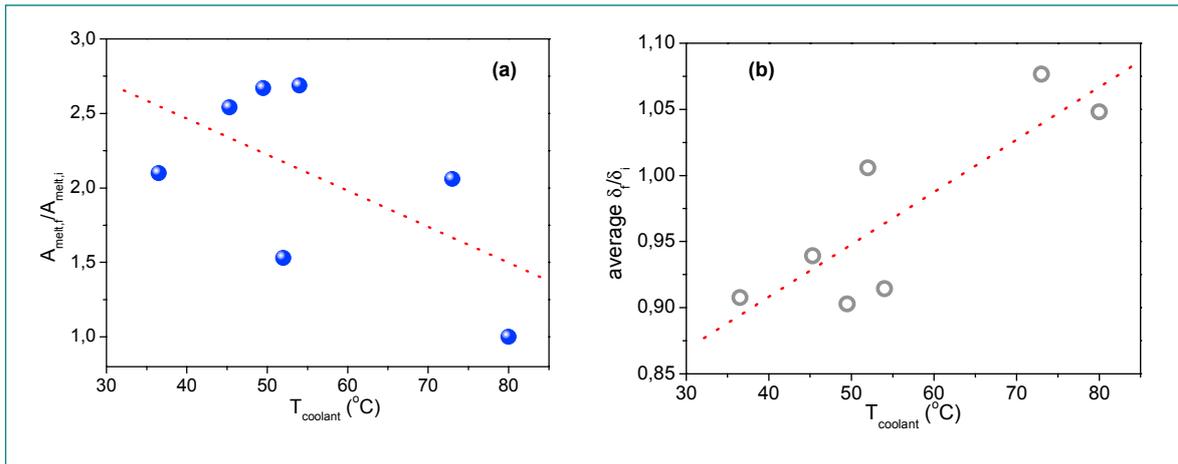


Fig. 4-6: Molten droplet deformation/prefragmentation represented by the (a) projected area, A_{melt} , and (b) density/thickness, δ , in respect to the coolant temperature.

It is logical to suggest that the greater the melt drop's deformation/prefragmentation the easier it is for the coolant to entrain. That is to say that the pre-fragmented melt drop allows a larger mass of volatile coolant to permeate deeper into the melt interior upon the bubble collapse. The enhanced mixing environment is more favorable to subsequent explosive vaporization, which reflects on the second bubble dynamics cycle and melt material dispersal, namely the energetics. This hypothesis is confirmed by MISTEE tin-drop explosion data which exhibits a strong correlation between the droplet transverse area ratio (i.e. final-to-initial droplet area during the first cycle) and the second cycle cumulative conversion ratio as shown in Figure 4-7.

Remarkably, most previous models and theories of droplet explosion were derived and validated from images on the bubble dynamics. The data on evolution of melt material and its relation to bubble dynamics and energetics did not exist prior to the present study. The X-ray data of the melt droplet undergoing steam explosion shown here lead to a discovery of the dominant role of melt dynamics over bubble dynamics in understanding fundamental mechanisms of micro-interactions. The observations made in MISTEE experiments and the correlation established between the explosion energetics and the droplet deformation provide a basis to suggest that the deformation/prefragmentation of the molten droplet during the first cycle is prerequisite for an energetic steam explosion in thermal fragmentation regime. We name this mechanism «preconditioning» of melt droplet for explosion.

Implications of the governing role of melt preconditioning on steam explosion are broad and far-reaching. For instance, one can arguably relate the oxidic corium's

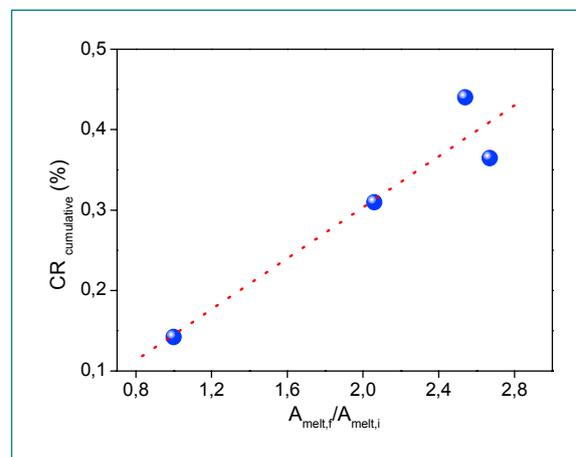


Fig. 4-7: Second cycle cumulative conversion ratio in respect to molten droplet deformation/prefragmentation.

lower explosivity to corium drop being less «preconditioned» to trigger an explosion than a drop of other molten materials used in FCI testing, typically alumina or steel. On the melt-drop side, due to corium's higher temperatures (compared to alumina and steel), the radiation heat flux is more intense, promoting a rapid surface cooling prior to pressure perturbations. Surface of molten metal (e.g. steel) drops remains in the liquid phase for a longer period (than corium) due to the lower temperature level, lower emissivity and significantly higher thermal conductivity which effectively transfers the heat from the droplet interior toward the surface region. Formation of a thin crust or even a mushy layer on the drop surface would significantly increase the viscosity and effective surface tension, rendering the drop resilience to external forcing, including disturbances due to local melt-coolant contacts. In fact, for non-eutectic materials, it suffices to remove only a fraction of the

latent heat of fusion to bring the melt into a mushy state. On the coolant side, the higher radiative heat flux leads to a higher evaporation rate, thicker vapor film and effectively lower subcooling due to energy deposition in water region adjacent to vapor-liquid interface. Correspondingly, a binary non-eutectic oxidic corium melt drop can form a more stable vapor film and a deformation-resistant mushy surface layer in a much shorter time than a droplet of molten alumina, steel or even eutectic corium [28].

4.4. Concluding Remarks

Single drop steam explosion experiments were conducted by using the SHARP system which was developed to visualize and characterize the evolution and coupled dynamics of bubble and molten material, granting first-of-a-kind data on micro-interactions in droplet explosion.

The analysis of data obtained in the experiments on bubble dynamics shows that, in low subcooling runs, a favorable initial condition for a more energetic interaction (large kinetic energy of the collapsing bubble, i.e. water hammer) is established during the bubble's 1st cycle – a notion contradicting the results obtained in the bubble's 2nd cycle and the conventional wisdom where lower conversion ratios are expected in low-subcooling cases. Since the bubble dynamics alone does not explain the subcooling effect on steam explosion energetics, detailed analysis of the melt droplet dynamics becomes crucial. Translated from the X-ray radiography intensity image, the qualitative two-dimensional transient distribution of the fragmented particles and profile history were attained revealing the melt droplet internal dynamics. The obtained images point to coolant entrainment into the droplet surface as the mechanism for direct contact/mixing ultimately responsible for energetic interactions. Furthermore, the data exhibits an inverse correlation between the coolant temperature, which characterizes the dynamics of the first cycle in bubble dynamics, and the molten droplet deformation/prefragmentation. The latter named melt preconditioning is in turn found to be directly proportional to the steam explosion conversion ratio. The newly established insight about the role of melt droplet dynamics paves way to speculation that a mechanistic treatment of the droplet preconditioning can lead to a basic understanding and quantification of how melt physical properties influence steam explosion's triggerability and energetics.

More achievement and progress on steam explosion study under the MSWI project are available in [13-18].

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 2007 and Perspective for 2008

Significant progress was made and important findings were obtained in the MSWI Project work during year 2007. 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 in «Preparation Phase» to perform analyses of these phenomena have been developed and matured, and new activities and capabilities are 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 formation in the BWR lower head; debris bed formation and its coolability; and dynamics and preconditioning in a single drop steam explosion. Specifically, an advanced three-dimensional simulation tool was developed and validated, using a so-called phase-change effective convectivity model (PECM) approach and Fluent code platform, to enable effective simulation of the dynamics of core melt pool formation in a complex geometry such as in a BWR lower plenum. The new DEFOR experiment campaign (named DEFOR-S) was initiated to obtain data on debris packing and formation under well-defined conditions, and therefore enable examination of different separate effects. Results of the DEFOR-S tests show the average porosity of a debris bed formed in high subcooled water is much higher than 40% assumed in past coolability studies, and this result appears insensitive to melt simulant materials. Close examination of debris suggests that debris particles may include encapsulated pores, so not all pore space is accessible for coolant. Calculations of dryout heat flux indicated that the high porosity can significantly enhance coolability. The results of single drop steam explosion experiments show that the deformation/pre-fragmentation of a molten drop immediately following the pressure trigger is instrumental to the subsequent coolant entrainment and resulting ener-

getics of the so-triggered steam explosion. Overall, the MSWI research in 2007 has advanced a knowledge base much needed to reduce conservatism in quantification of corium melt risks in BWRs. Notably, two Licentiate Theses were defended by Ms R.C. Hansson and Mr. C.T. Tran whose works are supported by the project. As we enter 2008, the Project «Propagation Phase» requires even a higher performance, particularly in more data generation and methodology development for synthesis, to obtain required data, cope with the Project schedule. Specifically, in INCO program, we will perform transient analysis of stratified melt pool with special attention on metallic layer (focus effect). In EXCO program, we will complete DEFOR and start POMEKO experiments for friction laws of prototypical debris beds. In SEE program, the focus is placed on mechanistic understanding on the effects of i) the melt physical properties on the molten drop preconditioning; and ii) non-condensable gases on steam explosion anatomy and energetics. More importantly, a systematic methodology based on risk-oriented approach will be developed and implemented not only to synthesize the three-year achievements, but also address the ex-vessel corium risk in hypothetical severe accidents.

References

(The items 1-18 are with the support of the MSWI project, among which 5 papers [2,5,14,17,18] so far have been accepted for archival publication on journals.)

- [1] C.T. Tran, T.N. Dinh: An Effective Convectivity Model for Simulation of In-Vessel Core Melt Progression in Boiling Water Reactor, 2007 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2007), Nice Acropolis, France, May 13–18, 2007.
- [2] 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, 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH12-072, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, Sept. 30–Oct. 4, 2007.
- [3] C.T. Tran, T.N. Dinh: Analysis of Melt Pool Heat Transfer in a BWR Lower Head, Transactions of ANS Winter Meeting, Albuquerque, NM, USA, November 12–18, Vol. 95, pp. 629–631, 2006.
- [4] C.T. Tran: Development, validation and application of an effective convectivity model for simulation of melt pool heat transfer in a light water reactor lower head, Licentiate Thesis, Royal Institute of Technology, Stockholm, December 2007.
- [5] A. Karbojian, W.M. Ma, P. Kudinov, M. Davydov and T.N. Dinh: A scoping study of debris formation in DEFOR experimental facility, The 15th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE15-10472, Nagoya, Japan, April 22–26, 2007.
- [6] P. Kudinov, A. Karbojian, W. Ma, M. Davydov and T.N. Dinh: A Study of Ex-Vessel Debris Formation in a LWR Severe Accident. Proceedings of ICAPP 2007, Paper 7512, Nice, France, May 13–18, 2007.
- [7] P. Kudinov and T.N. Dinh: An Analytical Study of Mechanisms that Govern Debris Packaging in a LWR Severe Accident, 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH12-247, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, Sept. 30–Oct. 4, 2007.
- [8] Proceedings of the 24th Project Review Meeting MSWI-24 for «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» Project, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, June 2007, 137 p.
- [9] Proceedings of the 25th Project Review Meeting MSWI-25 for «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» Project, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, December 2007, 149 p.
- [10] W.M. Ma and T.N. Dinh: Coolability Analysis of Bottom-Fed Debris Bed in a LWR Severe Accident, 15th International Conference on Nuclear Engineering Nagoya, ICONE15-10472, Japan, April 22-26, 2007.
- [11] W.M. Ma, T.N. Dinh, M. Buck and M. Burger: Analysis of the Effect of Bed Inhomogeneity on Debris Coolability, 15th International Conference on Nuclear Engineering Nagoya, ICONE15-10452, Japan, April 22–26, 2007.
- [12] W.M. Ma and T.N. Dinh: A Study on Effects of Debris Bed Prototypicality on Coolability, 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH12-173, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, Sept. 30–Oct. 4, 2007.
- [13] R.C. Hansson, H.S. Park, 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.
- [14] R.C. Hansson, H.S. Park and T.N. Dinh: Dynamics and Preconditioning in a Single Drop Vapor Explosion, 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH12-238, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, Sept. 30–Oct. 4, 2007.

- [15] *R.C. Hansson*: An Experimental Study on the Dynamics of Melt-Water Micro Interactions in Vapor Explosion, Licentiate Thesis, Royal Institute of Technology, Stockholm, November 2007.
- [16] *T.N. Dinh*: Material Property Effect in Steam Explosion Energetic: Revisited, 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH12-1150, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, Sept. 30–Oct. 4, 2007.
- [17] *Dombrovsky*: Large-Cell Model of Radiation Heat Transfer in Multiphase Flows Typical for Fuel–Coolant Interaction, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, 50: 3401–3410, 2007.
- [18] *Dombrovsky and T.N. Dinh*: The Effect of Thermal Radiation on the Solidification Dynamics of Metal Oxide Melt Droplets, *Nuclear Engineering and Design*, in press.
- [19] *V. R. Voller and A. D. Brent*: Modelling the Mushy Region in a Binary Alloy, *App. Math Modelling*, Vol. 14, pp. 320–326, 1990.
- [20] *T. W. Clyne*: Numerical Modeling of Directional Solidification of Metallic Alloys, *J. Metal Science*, Vol. 16 (9), pp. 441–450, 1982.
- [21] *F. A. Kulacki and A. A. Emara*: Steady and Transient Thermal Convection in a Fluid Layer with Uniform Volumetric Energy Sources, *J. Fluid Mech.*, Volume 83, part 2, pp. 375–395, 1977.
- [22] *R.R. Nourgaliev, T.N. Dinh*: The Investigation of Turbulence Characteristics in an Internally-Heated Unstably-Stratified Fluid Layer, *J. Nuclear Engineering and Design*, Vol. 178, pp. 235–258, 1997.
- [23] *B.W. Spencer, K. Wang, C.A. Blomquist, L.M. McUmber and J.P. Schneider*: Fragmentation and quench behaviour of corium melt streams in water, NUREG/CR-6133, ANL-93/32, Argonne National Laboratory, 1994.
- [24] *W. Schmidt*: Influence of multidimensionality and interfacial friction on the coolability of fragmented corium, Ph. D thesis of University of Stuttgart, May 2004.
- [25] *J.H Song et al.*: The effect of corium composition and interaction vessel geometry on the prototypic steam explosion, *Annals of Nuclear Energy*, 33: 1437–1451, (2006).
- [26] *R.J. Lipinski*: A coolability model for post accident nuclear reactor debris, *Nuclear Technology*, 65: 53–66 (1984).
- [27] *S. Ergun*: Fluid Flow through Packed Columns, *Chemical Engineering Progress*, 48 (2): 89–94 (1952).
- [28] *T.N. Dinh, A.T. Dinh, J.A. Green, B.R. Sehgal*: An Assessment of Steam Explosion Potential in Molten-Fuel-Coolant Interaction Experiments, *Proc. of the 6th International Conference*.

Code Assessment Program for MELCOR1.8.6

Author and Co-Author	Tim Haste and Jon Birchley
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet Address	056 310 2764, tim.haste@psi.ch, http://www.psi.ch/
Duration of Project	March 3, 2006 to February 2, 2009

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 during the late stages of an accident initiated at power, into the vessel during shutdown operation with the upper head removed, or to spent fuel in a storage pool or transport cask. This can lead to accelerated core degradation and enhanced release of fission products, especially the highly radiotoxic ruthenium. Assessment of the code models for oxidation of Zircaloy cladding has shown that the present treatments do not fully represent all the relevant physical processes, and cannot be guaranteed to be conservative under all circumstances. By the end of the second year of the project, progress with relevant separate-effects and integral experiments has been assessed, alongside review of new, detailed calculations on the boundary conditions governing air ingress into the reactor vessel. Following a survey of progress with air ingress models in other codes, the key physical mechanisms that need to be considered in a new MELCOR model have been identified, and an outline for such a model formulated in such a way that would allow, in a further project, treatment of advanced cladding materials (M5, Duplex, Zirlo, E110) as well as of Zircaloy-4, which is the target material for the current work. The next stage will be detailed coding of the model and testing against integral data.

Das MELCOR-Programm, entwickelt von den Sandia National Laboratories für die USNRC, ist in der Schweiz als das bevorzugte Programm für die Analyse von schweren Unfällen vom einleitenden Ereignis bis zur

Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung anerkannt. Ein Gebiet von internationalem Interesse ist das Gebiet des Lufteinbruchs entweder in den Reaktorkern während der Spätphase eines schweren Unfalles im Normalbetrieb, in den Reaktordruckbehälter während der Wartungsphase bei geöffnetem Druckbehälterdeckel, oder bei den abgebrannten Brennelementen im Speicherbecken oder im Transportbehälter. Dieser Lufteinbruch 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. Zum Ende des zweiten Projektjahres können Fortschritte bei der Beschreibung von wichtigen Einzeleffekt-Tests und auch bei integralen Tests beschrieben werden mit einem Überblick von neuen detaillierten Rechnungen unter den Bedingungen eines Lufteinbruchs in den Reaktordruckbehälter. Unter der Berücksichtigung von Fortschrittsberichten der Lufteinbruch-Modelle von anderen Computer-Programmen konnten die wichtigsten physikalischen Mechanismen identifiziert werden, welche in dem neuen MELCOR-Modell berücksichtigt werden müssen. Ein Modell wurde formuliert, welches nicht nur das Verhalten von Zirkaloy-4 beschreibt, dem zu betrachteten Material für dieses Projekt, sondern welches in einem zukünftigen Projekt auch erlaubt, das Verhalten von fortschrittlichem Hüllrohrmaterial (M5, Duplex, Zirlo, E110) zu implementieren. Der nächste Abschnitt des Projektes beinhaltet die detaillierte Programmierung des Modells und das Testen des Programms mit integralen experimentellen Daten.

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]. 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 [4], [5]. The situation is kept under continual review, with experimental and modelling studies still ongoing, notably within the European Union 6th Framework SARNET project [6], [7], and the International Source Term Programme (ISTP) [8], [9], in both of which PSI participates.

The MELCOR code [10] 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. This is supported by SCDAP-based codes (SCDAP/RELAP5/MOD3.2 [11] and SCDAPSIM/MOD3.4 [12]), 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, consistent with the engineering-level approach adopted in the code, is planned based on separate-effects data, with assessment using the results of independent integral data.

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.

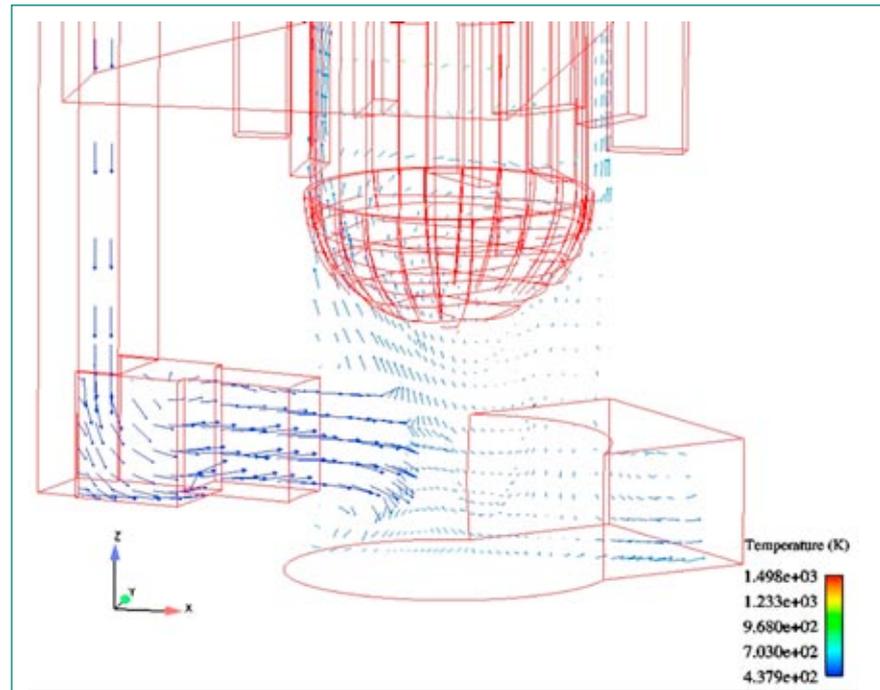
Work Carried Out and Results Obtained

The state of knowledge concerning boundary conditions, experimental results, air oxidation models in other codes, and current understanding, is now summarised. The status of knowledge within SARNET [6] experimental work was summarised in a review paper [13] to the ERMSAR2007 meeting, to which PSI contributed, while information on the boundary conditions was given in a further paper [14] that included a summary of new reactor calculations for air ingress conditions. The analytic work showed that traditional models for Zircaloy/air reaction kinetics, based on parabolic reaction rates, do not fully represent all relevant physical processes, and cannot be guaranteed to be conservative under all circumstances. One reason is that the observed transition from parabolic (protective) to linear (breakaway) kinetics, which leads to an acceleration of the reaction rate, is not treated. These sections below draw on the material presented at the ERMSAR2007 meeting. Finally, the basis for the proposed new MELCOR models is described.

Boundary Conditions

This section summarises current knowledge on air ingress rates that might occur into the reactor vessel, following rupture of the hot leg, then later failure of the lower head, allowing air to be drawn in from the reactor cavity. The initial studies at Sandia [1] concluded that the air flow would likely be in the range 10 to 200 mol/s, while later studies [15] favoured 2 to 20 mol/s. Since then, IRSN have published work [16] with ICARE/CA-THAREV2 [17], looking to predict the regions of oxygen starvation in the core where nitriding might take place, using 2-dimensional modelling of the flows in the vessel. A comprehensive evaluation of the likely flows using state-of-the art methods has been conducted [14] within the SARNET project, using the lumped-parameter system code ASTEC [18], the computational fluid dynamics (CFD) code SATURNE [19] (both for a 900 MWe French PWR containment), and again with ICARE/CA-THAREV2 (using a representation of TMI-2).

Fig. 1: Velocity field in the reactor pit calculated by SATURNE, French 900MWe PWR (Auvinen et al., ERMSAR2007, calculations by EdF).



The ASTEC calculations by IRSN [14] were based on a large break LOCA in the hot leg, with no safety injection available. After hot leg breach and lower head failure, gases from molten core concrete interactions (MCCI) exit the reactor cavity, and all the oxygen in the cavity is blown away, with no air ingress into the vessel. This period was calculated to last about after 11 min; after this air flow into the vessel is established, in the base case at about 7 mol/s, and typically 10 mol/s in a range of sensitivity cases. It was found that the flow rate was more sensitive to temperatures in the cavity and adjacent zones than of the remaining fuel in the vessel.

The CFD work by EdF [14] to confirm air ingress was based on a detailed mesh of 41000 cells for the French reactor building, with special detail in the vessel supporting ring in the annular space. The boundary conditions were taken from simulations with MAAP4_EdF, and confirmed by TOLBIAC [20] for core-concrete interactions. The calculations clearly showed a convection loop, see Figure 1, with humid air flowing down the ventilation duct, heated by the corium pool in the reactor pit, and then up through the annular gap or inside the vessel. Decay heat inside the reactor pressure vessel heats the gas passing through the vessel. Sensitivity studies addressed meshing detail, position of vessel breach, MCCI gas flow, and hot leg breach size (29" down to 7"). The biggest influence was the hot leg breach size; the air flow in-vessel was 24 mol/s for the 29" large breach down to 1 mol/s for the 7" medium breach. The MCCI gas flow had only a weak influence.

The ICARE/CATHAREV2 work performed by an INR Pitești attachedé at IRSN Cadarache [14] addressed conditions in the RPV after lower head failure; boundary conditions were provided by previous containment calculations by IRSN for a 12" break and by EdF for a 29" guillotine rupture of the hot leg. The calculation followed the circulation of oxygen inside the core and the degradation status of the fuel rods. Depending on the blockages and oxygen availability in each scenario, the possibility exists for degraded fuel and mixtures composed largely of UO_2 to come into contact with oxygen and therefore be prone to oxidation itself, with enhance release of ruthenium.

The main conclusions from the above studies are:

- 1) under conditions of hot leg breach and lower head failure, air will flow through the core from the cavity, at a rate of a few moles/s;
- 2) gases resulting from MCCI may delay the air ingress initially by a few minutes, but will not prevent it occurring;
- 3) it is possible for oxygen to come into contact with bare fuel pellets and UO_2 -bearing mixtures, favouring oxidation/volatilisation of the fuel and hence enhanced ruthenium release.

The results of these calculations were used to define and confirm boundary conditions for the Zircaloy/ air cladding oxidation experiments, and ruthenium release and transport studies performed elsewhere under the source term topic in SARNET.

Separate-effects tests

Forschungszentrum Karlsruhe tests, Germany

The comprehensive experimental work on Zircaloy-4 reactions in different atmospheres summarised last year has now been formally reported [21]. Three basic series of experiments were performed: oxidation of Zircaloy on mixed air-steam and nitrogen-steam atmospheres, using the resistance furnace BOX (2 cm long specimens) [22] with temperatures in the range, offgas is measured by mass spectrometry, with mass gain determination and final specimen composition performed post-test; oxidation in air and nitrogen of Zircaloy pre-oxidised in steam or oxygen; in the inductive QUENCH-SR facility (15 cm long fuel rod simulator specimens and 1 cm long cladding tube segments) [23], using a thermal balance to measure mass gain continuously; and specialised thermogravimetric tests on nitrogen attack, aimed at elucidating the mechanism.

The main results, covering the temperature range 800–1600 °C, are summarised in the ERM-SAR2007 review paper [13]. The weight gains of Zircaloy-4 and alpha-Zr(O) measured as a function of time in different atmospheres at 1200 °C are illustrated in Figure 2 [23], showing the complex time dependencies of the reactions, for example pre-oxidation seems to lead to higher oxidation in air in short times, but affords protection at longer times through suppressing the breakaway effect. Also, it is observed that nitriding takes place more readily on samples containing oxygen (either dissolved or in an oxide layer) than with as-received metal itself. Microstructures corresponding to some of these reactions are shown in Figure 3 [13]; their very different nature is clearly seen.

A new test programme has started, measuring oxidation of different Zr-bearing alloys, including those of advanced type marketed for new reload fuel, in different atmospheres [24], initially in oxygen, for Zircaloy-4, Duplex-D4, M5 and E110 (Zr1%Nb). Although the alloys have only slightly different composition, there are quite strong differences up to 1000 °C, less at higher temperatures. The kinetics are mainly determined by the oxide scale (breakaway, crystallographic phase and degree of sub-stoichiometry). New experiments are planned also with Zirlo, and under different atmospheres including air. It is also noted that the next 3 bundle reflood tests will use M5, Zirlo and Duplex respectively, in addition to one test (QUENCH-12) already performed with E110; apart from this the tests up to now have used Zircaloy-4. Although the tests to date were performed in an oxygen atmosphere, they are part of the overall programme

on oxidation of different cladding materials, and the results are relevant to understanding the breakaway behaviour.

IRSN MOZART tests, France

Separate-effects tests have continued in the MOZART facility [13], under the auspices of ISTP. The results to the middle of the year were summarised at ERMSAR2007; thermogravimetric tests were performed for air oxidation of as-received and pre-oxidised specimens in the temperature range 800–1600 °C. The pre-oxidation was carried out in steam at 500 °C, to simulate in-reactor corrosion. The pre-transition regime, the transition to accelerated kinetics, and the post-transition regime were investigated, including the effect of a pre-existing scale; the effect of the latter is illustrated in Figure 4 [25]. In contrast to the delayed transition that would occur at elevated temperatures during a reactor transient, pre-oxidation simulating waterside corrosion tends to accelerate the transitions. As with the FZK experiments, there has been a move to characterize the behaviour of advanced cladding materials, the first results to become available are those for M5 [26]. An example is given in Figure 5 [25] showing the dependence of the thickness to breakaway on temperatures; in the initial bare state, M5 is more resistant to breakaway than Zircaloy-4, while there is no more breakaway from 1100 °C for Zircaloy-4. As a further example, Figure 6 [25] shows the effect of alloy type on pre-transition parabolic kinetics.

Currently the work is being extended to Zirlo. Further possibilities are extending the work further to include thick-walled samples, pre-hydrated samples, more com-

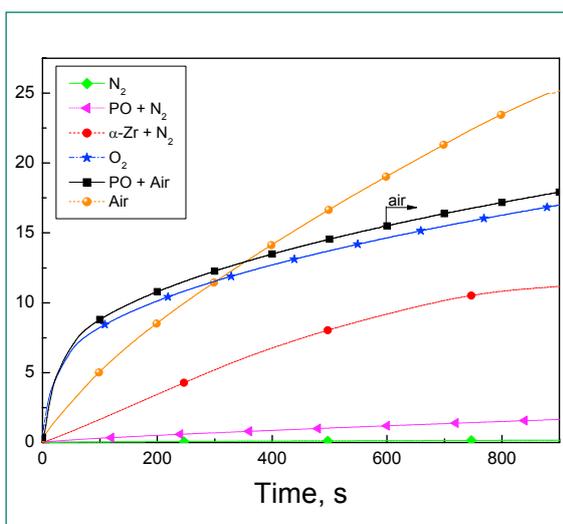
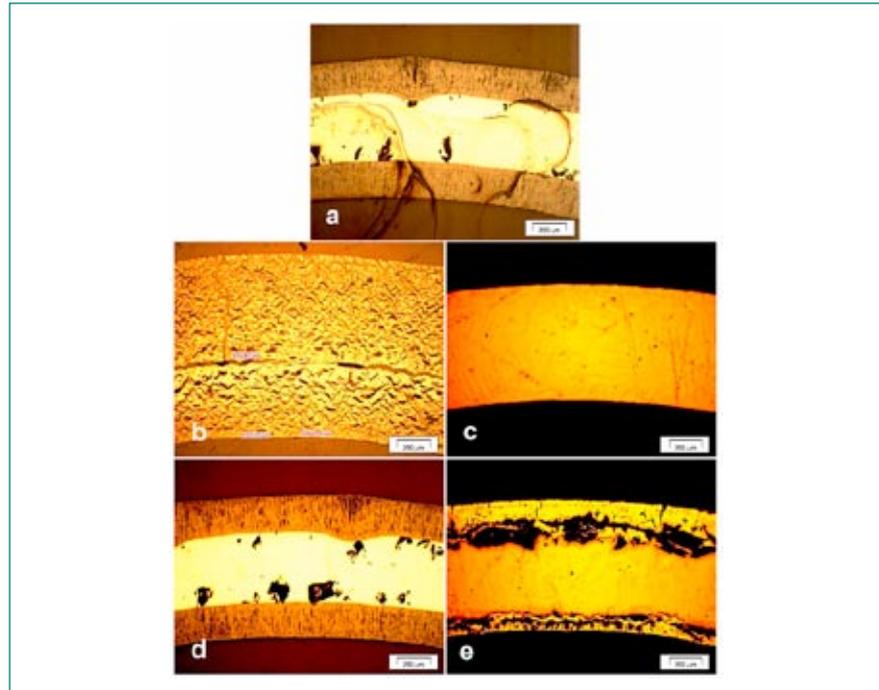


Fig. 2: Oxidation of Zircaloy-4 in different atmospheres at 1200 °C. (Steinbrück, 13th QUENCH Workshop 2007, FZK data).

Fig. 3: Post-test images of Zircaloy-4 cladding walls after reaction at 1100 °C in different atmospheres
 a) oxygen;
 b) air;
 c) nitrogen;
 d) air following pre-oxidation in oxygen;
 e) nitrogen following pre-oxidation in oxygen
 (Duriez et al., ERMSAR2007, FZK data).



plex atmospheres (air plus steam, oxygen plus nitrogen), and oxidation of zirconium nitride; these will be discussed within the ISTP framework.

INR Pitesti tests, Romania

The experiments at INR Pitesti, Romania on 21 mm long Zircaloy-4 cladding samples of CANDU geometry, under the auspices of SARNET, have now been reported openly [27]. The experimental apparatus and technique, thermobalance, is very similar to that used in the MOZART programme. The test series concentrated on bare Zircaloy-4 oxidation in argon plus steam atmospheres,

and oxidation of steam pre-oxidised samples in air, mixed air plus steam, and argon plus steam atmospheres. For the bare samples, the isothermal oxidation tests were performed at 100 K intervals in the temperature range is 600–1400 °C, in an 18.6 vol%/81.4 vol% steam/argon mixture. The pre-oxidised samples were oxidised in a mixture of the same composition for 24 h at 600 °C, then isothermal tests were made under 3 sets of conditions; 18.6 vol% steam plus argon, 37.2 vol% steam plus air, and 50 vol% air plus argon. Evaluation of the results presented in the ERMSAR2007 review paper [13] concluded that mass transfer limitations might have in-

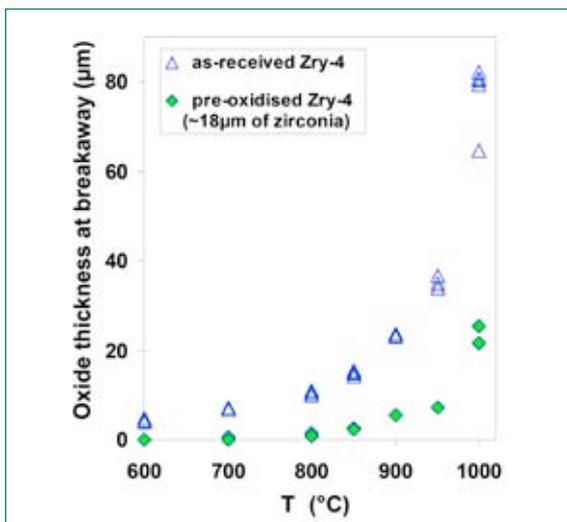


Fig. 4: Effect of pre-oxidation in steam on oxidation in air (Duriez et al., 15th Int. Symp. on Zirconium in the Nucl. Industry, IRSN data).

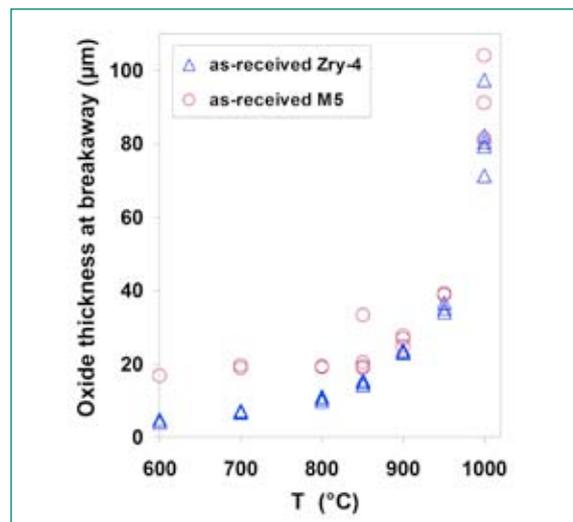


Fig. 5: Effect of material composition on breakaway oxidation in air (Duriez et al., 15th Int. Symp. on Zirconium in the Nucl. Industry, IRSN data).

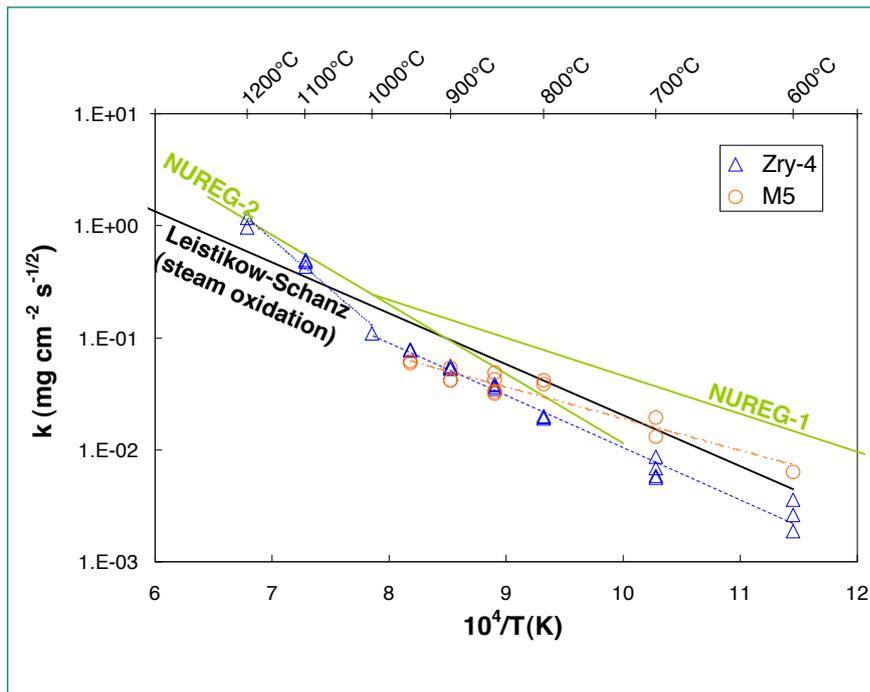


Fig. 6: Comparison of pre-transition parabolic rate constants for Zircaloy-4 and M5 in air (Duriez et al., 15th Int. Symp. on Zirconium in the Nucl. Industry, IRSN data).

fluenced the results and more experiments would be needed with higher oxidising gas flow rates to interpret the results properly.

Integral Tests

No further integral air ingress tests were performed in the last year. The three performed to date, namely the 9-rod electrically-heated AIT1 [28] and AIT2 [29] tests in the CODEX facility at AEKI, Budapest, Hungary, and one, the 21-rod electrically-heated QUENCH-10 [30], [31], Figure 7, in the QUENCH facility in the Forschungszentrum Karlsruhe, Germany, were summarised in last year's report.

The PARAMETER facility [32] operated at Luch, Podolsk, Russia 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, but with top as well as bottom flooding, and the rods have a heated length of 1.275 m compared with 1 m in QUENCH. Two tests have been carried out with two more planned; the fourth, SF4, scheduled probably for 2009, is planned as an air ingress experiment similar to QUENCH-10, 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, likely top reflooding. The detailed test conditions will be determi-

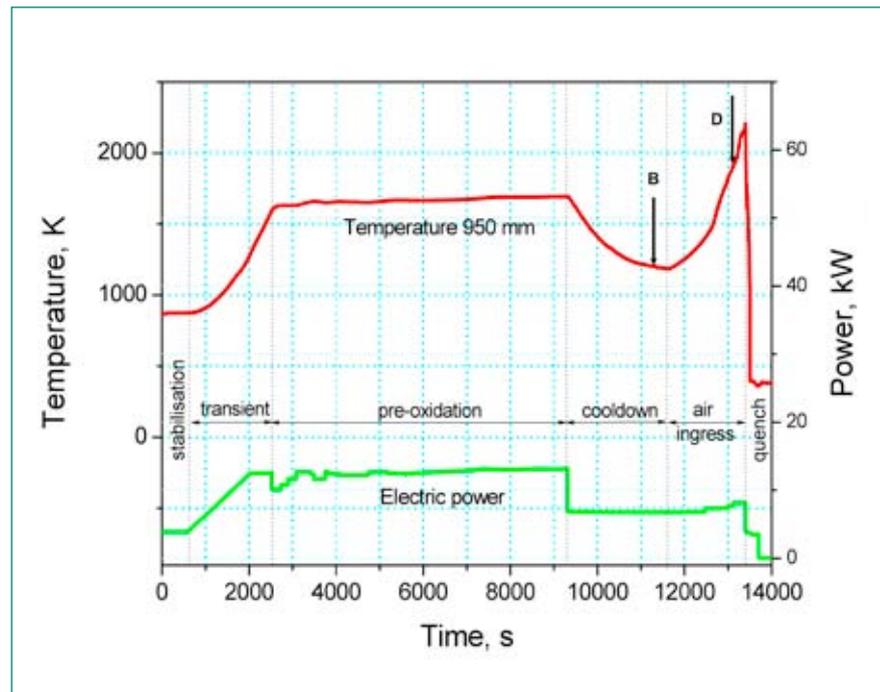
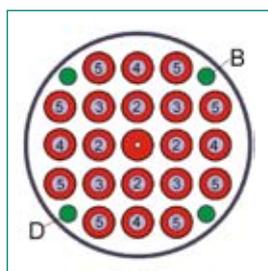
ned following a cooperative series of pre-test calculations, in which PSI may be involved. This experiment will enable models for air oxidation for the E110 cladding to be assessed under integral conditions

Review of Existing Models

Models for air oxidation are present in many of the major severe accident analysis codes, as well as in MELCOR. A brief review is here given of their status, mainly through open publications on analysis of QUENCH-10. A summary of this experiment, and of PSI analysis using MELCOR and SCDAP-based codes, was given in last year's progress report, with further details in references [33] and [34]. These codes all use parabolic oxidation kinetics for steam and air (local PSI modifications for air oxidation in the case of the SCDAP codes), and no treatment of nitriding was included, except in ICARE/CATHARE.

The detailed ATHLET-CD code from GRS [35] has been modified to include air oxidation effects and assessed against QUENCH-10 [36]. The air oxidation model assumes parabolic kinetics and considers only the oxidation, not the nitriding. An empirical reduction factor on oxidation rate is included to simulate oxygen starvation. The model gives good agreement for temperatures at 850/950 mm elevation and above, but overcalculates between 550 and 750 mm, and while the calculated hydrogen production is nearly identical to the test data, there is less oxygen consumption in the calculation than

Fig. 7: Conduct of the QUENCH-10 experiment (Sepold, ANS2006).



observed. The new model is stated to adequately predict the cladding oxidation under air ingress, however later work simulating CODEX-AIT1 concluded that the effect of nitride formation has an important influence that should not be neglected, and that theoretical knowledge was to date inadequate.

Further work with ATHLET-CD has been reported by Ruhr-University Bochum [37]. The calculations reproduced well the conditions in the steam pre-oxidation phase, a necessary pre-requisite for accurate calculation of the air phase. Compared with the previous calculation, there was better overall calculation of the total oxygen consumption, but its time dependence was not so well reproduced. There was overcalculation of the heatup in the later stages of the air phase, illustrated by data at 750 mm. It was concluded that an improvement of the air ingress model was needed.

Developments in the detailed ICARE/CATHAREv2 code by IRSN regarding air oxidation were tested by application to QUENCH-10 [38]. The new modelling includes several correlations for oxidation kinetics (parabolic or linear) plus standard parabolic kinetics for oxide layer growth. Formation of ZrN in the Zr alpha-layer in the case of oxygen starvation is considered, with nitrogen starvation as well as the usual allowance for oxygen or steam starvation, but oxidation of the nitride is not considered. Good results were obtained for temperature evolution in the pre-oxidation phase, while it was not possible to obtain good agreement at all axial elevations in the air phase. Furthermore, the experimental oxygen mass evolution

during the air phase exhibited trends which were not captured by the parabolic air oxidation model regardless of the correlation used, as with the PSI analysis. It was concluded that the air oxidation model needed improvement, for example by taking into account breakaway kinetics. Such development is under way.

Air oxidation kinetics have been introduced into the code MAAP4_EDF (EPRI/EdF) and tested against QUENCH-10 data [39]. After calculating the pre-oxidation phase to give appropriate initial conditions for the air phase, the air phase was simulated. The oxidation with air was calculated to take place at a lower level in the bundle than observed. A sensitivity study with an artificial air oxidation law with a 2-regime behaviour (parabolic law followed by a linear one), showed a better trend in the simulation of the test. It was again concluded that the breakaway phenomenon needed to be modelled.

Finally, the very detailed SVECHA/QUENCH code [40] from IBRAE, Moscow, has been applied to QUENCH-10 [41]. Unlike the other codes, it considers a single rod (the centre one), with the temperatures of the surrounding heated rods supplied as a boundary condition. Again, the nitriding reaction is not considered, only the oxygen interaction with Zr with its increased oxidation heat. The temperature history of the centre rod can be adequately reproduced, however this is a less challenging test of the modelling than the other simulations since the imposed experimental temperature boundary condition essentially determines the temperature history of the central rod. The analysis at the time mainly focussed on hydro-

gen evolution, and while the oxide thicknesses were quite well reproduced, the hydrogen production was underestimated; a «mass balance» contradiction noted in the conclusions. Air oxidation model developments continue within SVE-CHA/QUENCH.

The above analyses that consider the whole bundle are consistent in concluding that further model development is required that takes into account the reaction with nitrogen which degrades the integrity of the oxide film, leading to breakaway. A critical quantity to calculate is the time-dependent oxygen flux in the off-gas stream. It is not yet clear whether the take-up of nitrogen itself needs to be modelled, though its effect on oxidation certainly does.

Summary of Current Understanding

The current knowledge relevant to the current model development is summarised as follows.

In the pre-transition regime, the current processes are most significant:

- Adsorption-dissociation of oxygen;
- O₂- solid state diffusion through the protective dense zirconia scale (the rate-limiting step – displays parabolic kinetics characteristic of oxidation in steam);
- Oxygen dissolution in the metal;
- Formation of oxide at the metal-oxide boundary.

Regarding the *breakaway kinetic transition*, formation of radial and circumferential crack allows access of air to the oxide-metal interface, factors affecting breakaway include:

- Monoclinic to tetragonal phase transition of ZrO₂ at ca. 1100 °C;
- Differing densities: Zry (ca. 6500 kg/m³), ZrO₂ (ca. 5800 kg/m³), ZrN (ca. 7100 kg/m³);
- Dependence on temperature, temperature history, alloy composition etc.

Concerning *post-breakaway oxidation*, the following factors are important:

- Air diffusion through cracks to the metal interface;
- Firstly, consumption of oxygen (local oxygen starvation), then formation of ZrN by reaction between remaining nitrogen and α-Zr(O) or ZrO_{2-x};
- Re-oxidation of ZrN by «fresh» air and release of nitrogen;
- Stress build-up and relief due to different densities of Zr, ZrO₂, and ZrN cause formation of macro- and micro-cracks.

This gives rise to a self-sustained mechanism that leads to fast, even accelerating formation of porous oxide scale.

These are considered in the outline model summarised in the next section.

Outline of Proposed Model for MELCOR1.8.6

The findings from the numerous experimental programmes cited above, together with the above observations clearly show two dominant characteristics:

- i) steam oxidation takes place only in the absence of oxygen;
- ii) breakaway of the oxide film has a dominant role during air oxidation.

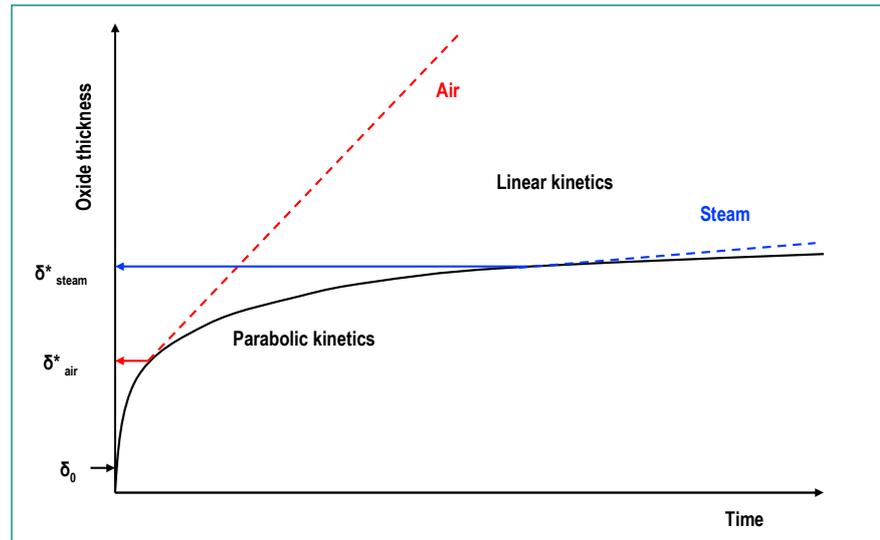
The kinetics are then no longer limited by the protective effect of a progressively thickening oxide layer; instead the protective effect is itself limited by the flaking or cracking of the oxide scale, once it reaches a certain thickness. The model treats this phenomenon by introducing a maximum effective thickness, δ*. Then the oxidation rate, in terms of oxide thickness is:

$$d(\delta)/dt = K/\max(\delta_0, \min(\delta, \delta^*)), \quad (1)$$

where the coefficient K is an Arrhenius function of temperature and δ₀ is a prescribed minimum or a starting value. Experimental results show also that δ* depends on several factors, including temperature, cladding material and previous oxidation history. In the proposed δ* is considered a function of temperature but which may differ according to cladding material. Eqn. (1) represents the linear nature of post-breakaway kinetics. The effect of oxidation history is approximated by considering the transition from steam to air oxidation kinetics to take place over a finite time period, θ. In this way the accelerating oxidation rate observed in some tests is captured.

To represent breakaway kinetics in both steam and air, separate values (δ*,air < δ*,steam) are defined. In fact a more accurate statement is that δ*,air applies in the presence of nitrogen. Thus the model can represent oxidation in steam, air, steam-air, and steam-nitrogen mixtures that may apply in case of oxygen starvation. Nitride formation is non-exothermic and is not considered in the model. Nitrogen is therefore treated as a catalyst. The values and temperature dependences for δ* and θ will be determined from the results of the many separate-effects experiments already performed and ongoing. While the experimental data summarised above

Fig. 8: Schematic of proposed air oxidation model.



indicated a dependence on alloy composition, the model will for now be limited to standard Zircaloy-4 only. However, the formulation will be sufficiently general to allow a later treatment of advanced cladding materials as well, by user choice of cladding type. The breakaway model parameters for these cladding materials would be determined by analysis of the relevant separate-effects air oxidation data, outside of the present contract. In addition, the new model will be focused on the conditions likely following air ingress in-vessel, rather than on spent fuel pond accident conditions, thus concentrating on the higher temperature ranges considered. This implies that the effect of steam pre-oxidation will use data from such ranges, rather than that resulting from simulated waterside corrosion (which would need a separate treatment). The model is shown schematically in Figure 8 below.

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 [7]. This includes access to the data from the Institute of Nuclear Research Pitesti, Romania, 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 2007 and Perspectives for 2008

The project has continued successful progress, keeping up-to-date with the ongoing experimental programmes (notably by FZK and IRSN), considering the latest results that assess the likely boundary conditions defining air ingress into a reactor vessel, and maintaining knowledge of model developments in other codes. The main challenge lies in the interpretation of the copious data, the situation is more complicated than originally envisaged, in particular concerning new material on the effect of nitriding under oxygen-starved conditions, the contrasting effects of pre-oxidation during transient and water-side corrosion (thin layers typical of water-side corrosion appear most vulnerable to nitrogen), and the complicated dependence on temperature due to ZrO_2

phase transitions (c.f. breakaway steam oxidation). Therefore some simplification is necessary concerning model definition, restricting attention to a subset of conditions; namely in-reactor accident sequences (in which some steam oxidation may have already taken place), higher temperatures (including the range of fission product release), and oxidation in steam, air and steam-air mixtures (with nitriding not considered explicitly, noting that ZrN formation itself is not energetic but oxidation of ZrN is). As mentioned above, Zircaloy-4 only is considered now, but the formulation is sufficiently general to allow inclusion of treatments of advanced cladding materials at a later stage outside the present contract, as model options. Similarly, the effect of nitriding per se, considering its safety implications, could be included amongst the objectives of a further study.

Bearing in mind these remarks, the contract is proceeding on schedule. The next stage will be detailed coding of the model and testing against integral data.

Nomenclature

AEKI	Atomergia Kutatotintezet
CFD	Computational Fluid Dynamics
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
IBRAE	Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences
INR	Institute for Nuclear Research
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ISS	Innovative Software Services
ISTC	International Science and Technology Centre
ISTP	International Source Term Programme
MCCI	Molten Core Concrete Interaction
PSI	Paul Scherrer Institute
PWR	Pressurised Water Reactor
RPV	Reactor Pressure Vessel
SARNET	Severe Accident Research Network
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (PWR of Russian type)

References

- [1] D. A. Powers, L. N. Kmetyk and R. C. Schmidt, A Review of Technical Issues of Air In-gression 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, NUREG/CR-0649, SAND77-1371, Sandia National Laboratories, March 1979.
- [3] V. L. Sailor, K. R. Perkins and J. R. Weeks, Severe Accidents in Spent Fuel Pools in Support of Generic Issue 82, USNRC BNL-NUREG-52093, Brookhaven National Laboratories, July 1987.
- [4] 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.
- [5] 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.
- [6] J.-C. Micaelli et al., SARNET – A European Cooperative Effort on LWR Severe Accident Research, Revue Générale Nucléaire 2006, no. 1, January–February 2006.
- [7] 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.
- [8] 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.
- [9] 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.
- [10] 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.
- [11] 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.

- [12] Innovative Systems Software, RELAP/SCDAPSIM/ MOD3.4 Code Manual, Idaho Falls, USA, 2003.
- [13] *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.
- [14] *A. Auvinen, G. Brillant, N. Davidovich, R. Dickson, G. Ducros, Y. Dutheillet, P. Giordano, M. Kunstar, T. Kärkelä, M. Mladin, Y. Pontillon, C. Séropian and N. Vér*, Progress on Ruthenium Release and Transport under Air Ingress Conditions, The 2nd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2007), Forschungszentrum Karlsruhe GmbH (FZK), Germany, 12–14 June 2007.
- [15] *D. A. Powers*, Technical Issues Associated with Air Ingression during Core Degradation, 4th Technical Seminar on the Phebus FP Programme, Marseille, March 2000.
- [16] *G. Le Dantec and F. Fichot*, Study of Air Ingress into the Reactor Vessel in Case of Severe Accident using ICARE/CATHAREv2.0, Proc. Eleventh Int. Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH-11), Avignon, France, October 2005.
- [17] *P. Chatelard, F. Fichot, M. Barrachin, V. Guillard, S. Mélis and M. Zabiago*, 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.
- [18] *J.-P. van Dorsselaere and H.-J. Allelein*, ASTEC and SARNET – Integrating Severe Accident Research In Europe, Proc. EUROSAFE Forum, Berlin, Germany, 2004.
- [19] *Electricité de France*, Code Saturne: a Finite Volume Code for the Computation of Turbulent Incompressible Flows – Industrial Applications, International Journal on Finite Volumes, Vol. 1, 2004.
- [20] *B. Spindler, B. Tourniaire and J. M. Seiler*, Simulation of MCCI with the TOLBIAC-ICB Code based on the Phase Segregation Model, Nucl. Eng. Des., 236, 2264–2270, October 2006.
- [21] *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.
- [22] *M. Steinbrück*, Oxidation of Boron Carbide at High Temperatures, J. Nucl. Mat. 336, 185–193, 2005.
- [23] *P. Hofmann et al.*, Quench Behaviour of Zircaloy Fuel Rod Cladding Tubes: Small-Scale Experiments and Modelling of the QUENCH Phenomena, Forschungszentrum Karlsruhe Report FZKA 6208, 1999.
- [24] *M. Steinbrück*, Comparison of Oxidation Kinetics of Zry-4, Duplex D4, M5 and E110 in Oxygen at Temperatures of 600–1600 °C, 13th Int. QUENCH Workshop, FZ Karlsruhe, 20–22 November 2007.
- [25] *Ch. Duriez, T. Dupont, B. Schmets and F. Enoch*, A Thermogravimetric Study of Zircaloy-4 and M5[®] Oxidation by Air between 600 and 1200 °C, 15th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Sunriver, Oregon, 24–28 June 2007.
- [26] *Ch. Duriez, T. Dupont, B. Schmets and F. Enoch*, Zircaloy-4 and M5[®] High Temperature Oxidation and Nitriding in Air, Submitted to Journal of Nuclear Materials, September 2007.
- [27] *T. Meleg and D. Ohai*, CANDU Type Bare and Pre-Oxidised Zircaloy-4 Oxidation in Air, Humid and Humid Air at High Temperatures, INR Pitesti Report 7731/2007, January 2007.
- [28] *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.
- [29] *Z. Hózer, P. Windberg, I. Nagy, L. Maróti, L. Matus, M. Horváth, A. Pintér, Á. Griger, M. Balaskó, B. Alföldy, A. Czitrovsky and P. Jani*, CODEX-AIT-2 Experiment: Core Degradation Test with Steam Oxidation and Air Ingress, AEKI Budapest, KFKI-2002-03/G, 2002.
- [30] *G. Schanz et al.*, Results of the QUENCH-10 Experiment on Air Ingress, Forschungszentrum Karlsruhe Report FZKA 7087, May 2006.
- [31] *L. Sepold, Z. Hózer, A. Miassoedov, G. Schanz, U. Stegmaier, L. Steinbock, M. Steinbrück and J. Stuckert*, A QUENCH Experiment including an Air Ingress Phase Prior to Flooding, 2006 Annual Meeting of the American Nuclear Society, Reno, Nevada, 4–8 June 2006.
- [32] *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.
- [33] *Ch. Homann, W. Hering, J. Birchley and T. Haste*, Analytical Support for the Preparation of the Bundle Test QUENCH-10 on Air-Ingress, Forschungszentrum Karlsruhe Report FZKA 7086, July 2005.

- [34] *J. Birchley and T. Haste*, Post-Test Analysis of QUENCH-10 with SCDAP/RELAP5 and MELCOR, 10th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, Germany, October 2004.
- [35] *K. Trambauer et al.*, Weiterentwicklung des Rechenprogrammsystems ATHLET/ATH-LET-CD, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3215, 2004.
- [36] *C. Bals, K. Trambauer and H. Austregesilo*, Zr/Air Oxidation Model in ATHLET-CD and First Verification against QUENCH-10, ISBN 3-923704-51-8, 11th Int QUENCH Workshop, FZ Karlsruhe, October 2005.
- [37] *Th. Hollands*, Preliminary Results of QUENCH-10 Calculations using ATHLET-CD, 13th Int. QUENCH Workshop, FZ Karlsruhe, 20–22 November 2007.
- [38] *M. Mladin, G. Guillard and F. Fichot*, Post-Test Analysis of QUENCH-10 Experiment with ICA-RE/CATHARE, ISBN 976-3-923704-57-6, 12th Int. QUENCH Workshop, FZ Karlsruhe, October 2006.
- [39] *Y. Dutheillet and E. Sigaud*, QUENCH-10 Preliminary Simulation with MAAP4 Code, ISBN 976-3-923704-57-6, 12th Int. QUENCH Workshop, FZ Karlsruhe, October 2006.
- [40] *P. Hofmann, V. Noack, M. S. Veshchunov, A. V. Berdyshev, A. V. Boldyrev, L. V. Matweev, A. V. Palagin and V. E. Shestak*, Physico-Chemical Behaviour of Zircaloy Fuel Rod Cladding Tubes during LWR Severe Accident Reflood, Forschungszentrum Karlsruhe Report FZKA 5846, 1997.
- [41] *A. V. Palagin*, Application of the SVECHA/QUENCH Code to the Simulation of the QUENCH Bundle Test Q-10, ISBN 976-3-923704-57-6, 12th Int. QUENCH Workshop, FZ Karlsruhe, October 2006, and FZKA 7268, January 2007.

Acknowledgements

The authors gratefully acknowledge M. Steinbrück of Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), Germany, Ch. Duriez of the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) Cadarache, and D. Ohai of the Institute of Nuclear Research (INR), Pitesti, Romania, for providing valuable information on the status of their experimental programmes on air ingress, and for giving permission for their illustrations to be used in this report.

Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung

Autor und Koautor	J. Eikenberg, M. Jäggi
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit
Adresse	CH-5232 Villigen
Telefon, E-mail, Internetadresse	056 310 23 40, jost.eikenberg@psi.ch
Dauer des Projekts	01. Januar 1995 bis 31. Dezember 2008

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen des Projektes Zusammenarbeit HSK-Radioanalytik (generischer Teil) folgende Studien und Entwicklungsarbeiten durchgeführt und mehrheitlich abgeschlossen:

- Evaluation der Anwendung massenspektrometrischer Verfahren zur Bestimmung von Alphastrahlern bei der Inkorporations- und Immissionsüberwachung
- Teilnahme an Vergleichsmessungen

In einer Literaturstudie wurden die Anwendungen radioanalytischer Methoden mit abschliessender Messung auf einem dem heutigen Stand der Technik entsprechenden ICP-Massenspektrometer (Basisausstattung) evaluiert. Grund für diese Studie ist die Tatsache, dass die Massenspektrometrie in zunehmendem Masse in Radioanalytiklaboratorien integriert wird und somit passive Detektoren, die auf Zählung zerfallender Nuklide basieren, langfristig ersetzt werden. Insbesondere für die Messung von langlebigen Aktiniden ist die Massenspektrometrie um Grössenordnungen empfindlicher, und Isotopenverhältnisse wie z.B. $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ können sehr genau bestimmt werden.

Dadurch kann man verschiedene radioaktive Komponenten gut unterscheiden (z.B. Bestimmung des Anteils von Fallout-Plutonium und Pu aus einer Emission). Hinzu kommt, dass die MS-Messungen im Gegensatz zu Low-Level-Counting-Methoden sehr kurz sind. So benötigen letztere zum Erreichen der geforderten Nachweisgrenze häufig Zählzeiten von mehr als einer Woche (z.B. für die Überwachung auf potentiell inkorporierte Aktinide).

In dem zweiten Projekt des generischen Teils werden die Ergebnisse zahlreicher, vorwiegend internationaler Vergleichsmessungen aufgelistet und das Abschneiden des PSI-Radioanalytiklabors im Vergleich zu Referenzwerten und Labormittelwerten bewertet. Folgende Vergleichsmessungen wurden durchgeführt: ^{124}Sb in Wasser (IRA-Lausanne), α -Strahler (U + Transurane) in Stuhlasche (PROCORAD, CEA-Paris), γ -Strahler und ^{89}Sr neben ^{90}Sr in Reaktorwasser und synthetischem Wasser (BfS-Berlin), γ -Strahler in Wasserproben, Boden und Gras (IAEA-Wien), sowie ^{129}I und ^{131}I in Kohlekapseln und ^{90}Sr in Wasser (IRSN, Le Vesinet, France). Bei fast allen Vergleichsmessungen lässt sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen, die Abweichungen sind mehrheitlich unter 10%.

Projektziele

Gemäss dem jährlichen Jahresprogramm wurden für 2007 folgende Projektziele mit der HSK vereinbart:

Thema 07/3 (Evaluation der Anwendung massenspektrometrischer Verfahren zur Bestimmung von Alphastrahlern bei der Inkorporations- und Immissionsüberwachung)

Thema 07/5 (Teilnahme an Vergleichsmessungen):

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Thema 07/3 (Evaluation der Anwendung massenspektrometrischer Verfahren zur Bestimmung von Alphastrahlern bei der Inkorporations- und Immissionsüberwachung)

Massenspektrometer mit hoher Auflösung, d.h. vom Typ ICP-MS (engl. Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry), werden heutzutage vor allem gebraucht

bei geochemischen Applikationen, bei interferenzfreier Multi-Elementbestimmungen in komplexer Probenmatrix und für präzise Isotopen- und Elementverhältnisse bei geringen Konzentrationen.

Für die Immissionsüberwachung in der Umgebung des PSI, der ZWILAG AG und des KKB (insbesondere Bodenproben) sowie für die Inkorporationsüberwachung (Urinproben) sind vor allem langlebige Nuklide wie ^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$, ^{241}Pu , ^{238}U , ^{235}U , ^{234}U , ^{244}Cm , ^{241}Am , ^{232}Th , und ^{230}Th zu bestimmen. Um bei den Umweltproben mittels α -Spektrometrie eine möglichst geringe Nachweisgrenze zu erreichen und somit einen geringen Messfehler, sind derzeit Messzeiten von 1 Woche und mehr nötig. Manchmal liegt ein zu bestimmendes Nuklid nur knapp über der Nachweisgrenze, wie z. B. bei ^{238}Pu in Bodenproben, und der Messfehler bleibt daher gross. In diesem Arbeitsbereich stossen konventionelle Methoden an ihre Grenzen. In Tabelle 1 sind die Detektionslimiten für einige langlebige Nuklide im Vergleich zu den konventionellen Methoden gezeigt. Der abgeschätzte Verbesserungsfaktor durch ICP-MS [1] ist sehr unterschiedlich, aber im geringsten Fall bei ^{226}Ra (kürzeste Halbwertszeit in Tab. 1) schon um 27-mal besser als bei den besten konventionellen auf Zählung basierenden Low-Level-Spektrometern.

Nuklid	Halbwertszeit (a)	Zerfallsart	Detektionslimite ICP-MS (Bq g ⁻¹)	Detektionslimite α/β (Bq g ⁻¹)	Verbesserungsfaktor durch ICP-MS
^{99}Tc	2.14×10^5	β	1.60×10^{-6}	7×10^{-4}	438
^{226}Ra	1.60×10^3	α	3.70×10^{-6}	1×10^{-4}	27
^{232}Th	1.41×10^{10}	α	8.00×10^{-13}	1×10^{-4}	125'000'000
^{237}Np	2.14×10^6	α	5.20×10^{-9}	1×10^{-4}	19'231
^{238}U	4.47×10^{10}	α	2.40×10^{-12}	1×10^{-4}	41'666'667
^{239}Pu	2.41×10^4	α	4.28×10^{-7}	1×10^{-4}	234
^{240}Pu	6.56×10^3	α	1.57×10^{-6}	1×10^{-4}	64
^{243}Am	7.37×10^3	α	1.40×10^{-6}	1×10^{-4}	71

Tabelle 1: Vergleich der Detektionslimiten einiger langlebiger Nuklide für ICP-MS und α -Spektrometrie / β -Spektrometrie (Detektionslimite ICP-MS aus [1]).

Nationale Zusammenarbeit

**Institut Radiophysique Appliquée (IRA – Lausanne)
Ringvergleich Gamma-Strahler in Wasser 2007**

Bei diesem Quervergleich gab es eine sehr gute Übereinstimmung der PSI-Resultate und der meisten nationalen

Labors mit dem Referenzwert der IRA. (Es wurden keine Codenummern vergeben. Alle Labors können aber anhand der eingereichten Messwerte eindeutig identifiziert werden.) Die leicht systematische Abweichung aller Teilnehmer zu tieferen Werten liegt daran, dass die Mehrheit der Labors keine Koinzidenz-Korrektur durchführte.

Isotop	Resultat PSI [Bq/kg]	Referenzwert [Bq/kg]	Labormittelwert [Bq/kg]	PSI / Referenzwert	PSI / Labormittelwert
^{124}Sb	3200 ± 320	3305 ± 21	3190 ± 270	0.97	1.00

Tabelle 2: Ergebnisse der Vergleichsmessung IRA-Ringvergleich 2007: Gammastrahler in Wasser: Messergebnisse, Referenzwert und Vergleich PSI/Referenzwert sowie PSI/Labormittelwert.

Eine weitere nationale Zusammenarbeit fand zwischen der IRA, dem AC-Labor Spiez und dem PSI in Form einer Vergleichsmessung des nicht einfach zu analysierenden Radionuklides ^{90}Sr in Bodenproben statt. Diese Vergleichsmessung wurde deshalb initialisiert, weil es im Berichtsjahr bei der Routineuntersuchung für die Immissionsüberwachung von parallel erhobenen Bodenproben unterschiedliche Laborergebnisse gegeben hatte. Die erneute Vergleichsmessung von exakt hergestellten Probenaliquots über eine mechanische Verteilungsmaschine ergab nunmehr innerhalb der Messunsicherheiten eine gute Übereinstimmung zwischen allen drei Laboratorien. Wahrscheinlich hatte eines der Laboratorien eine Probe mit einem Hot Partikel (Cluster von α -Partikeln im Mikronbereich) gemessen. Die drei nationalen Speziallaboratorien für anspruchsvoll zu messende Radioisotope wollen zukünftig in regelmäßigen Meetings einen fachlichen Erfahrungsaustausch durchführen.

Internationale Zusammenarbeit

Commissariat Energie Atomique (CEA, Paris) PRO-CORAD-Ringvergleich Aktiniden in Stuhlasche 2007: $^{238,234}\text{U}$, $^{238,239}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{244}Cm

(PSI Lab Code Nr. 005): Dieser Ringvergleich ist innerhalb von Europa der bedeutendste Quervergleich für die In-Vitro-Inkorporationsüberwachung, wobei das PSI an der Vergleichsmessung für Aktiniden in Stuhlasche teilnahm. Innerhalb der Messunsicherheiten ergab sich eine gute Übereinstimmung zum Referenzwert sowie den Labormittelwerten für ^{239}Pu , ^{241}Am und $^{238,234}\text{U}$. Allerdings ist für ^{244}Cm eine Inkonsistenz zwischen dem PSI-Resultat sowie den Labormittelwerten zum Sollwert

festzustellen. Diese liegt sehr wahrscheinlich daran, dass für die α -Messung von ^{242}Cm und ^{244}Cm keinem der Teilnehmer ein geeigneter Cm-Tracer zur Verfügung stand (das potenziell zu verwendende Isotop ^{243}Cm hat fast die gleiche α -Emissionsenergie wie das zu bestimmende ^{244}Cm , d.h. die Verwendung dieses Isotops für Ausbeutebestimmungen ist nur möglich bei der Anwendung hochauflösender Massenspektrometrie). Zwar wird generell davon ausgegangen, dass sich die homologen Elemente Cm und Am bei der chemischen Analytik identisch verhalten, bei diesem Ringversuch ergibt sich aber wahrscheinlich aufgrund etwas unterschiedlicher Verteilungsgleichgewichte am Austauschharz (fast alle Teilnehmer verwenden den gleichen Anionenaustauscher) eine systematische Abweichung von ca. 15% zwischen den beteiligten Labors und dem Sollwert

Eine weitere nationale Zusammenarbeit fand zwischen der IRA, dem AC-Labor Spiez und dem PSI in Form einer Vergleichsmessung des nicht einfach zu analysierenden Radionuklides ^{90}Sr in Bodenproben statt. Diese Vergleichsmessung wurde deshalb initialisiert, weil es bei der Routineuntersuchung für die Immissionsüberwachung von parallel erhobenen Bodenproben unterschiedliche Laborergebnisse gegeben hatte. Die erneute Vergleichsmessung von exakt hergestellten Probenaliquots über eine Verteilungsmaschine ergab nunmehr innerhalb der Messunsicherheiten eine gute Übereinstimmung zwischen allen drei Laboratorien. Wahrscheinlich hatte eines der Laboratorien eine Probe mit einem Hot Partikel (Cluster von α -Partikeln im Mikronbereich) gemessen. Die drei nationalen Speziallaboratorien für schwer zu messende Radioisotope wollen zukünftig in regelmäßigen Meetings einen fachlichen Erfahrungsaustausch durchführen.

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.-Mit.
A	21 ± 3	0.98	16 ± 2	1.08	< 1		< 1		< 1	
B	24 ± 3	1.11	17 ± 2	0.97	< 1		215 ± 18	0.96	39 ± 4	1.05
C	21 ± 3	0.96	15 ± 2	0.81	16 ± 2	1.11	54 ± 5	1.05	< 1	

Tabelle 3: 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/ Referenzwert
A	< 1		< 1		< 1	
B	< 1		226 ± 11	0.95	44.7 ± 1.5	0.86
C	14.2 ± 0.9	1.11	56.5 ± 2.7	0.96	< 1	

Tabelle 4: Aktiniden in Stuhlasche: Referenzwerte und Vergleich PSI/Referenzwerte (Messunsicherheiten 2 σ).

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS-Berlin), Gamma-Strahler und ⁸⁹Sr/⁹⁰Sr in Reaktorwasser 2007

(PSI Lab. Code Nr. 44): Beim synthetischen Wasser stimmen die PSI-Resultate mit den Referenzwerten innerhalb von 10% überein, auch beim Reaktorwasser ergibt sich

ebenfalls eine gute Übereinstimmung mit den (Ausreisser korrigierten) Mittelwerten aller Teilnehmer innerhalb von 10%. Eine sehr gute Übereinstimmung zwischen dem PSI und dem Referenzwert ergab sich für das Spezialnuklid ⁹⁰Sr.

⁵¹ Cr [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	⁵⁷ Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	⁵⁸ Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	⁶⁰ Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-M	PSI/ Ref.
39 ± 2	0.94	0.94	1.7 ± 0.2	1.04	1.04	30 ± 2	1.00	1.00	10.7 ± 0.3	1.00	1.00
⁸⁵ Sr [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.
9.5 ± 0.3	0.92	0.97	6.3 ± 0.2	0.99	0.99	5.2 ± 0.2	1.02	1.07	3.0 ± 0.1	1.05	1.00

Table 5: 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.
5.2 ± 0.3	1.07	8.3 ± 0.2	1.00	1.7 ± 0.2	1.02	4.5 ± 0.2	0.97	0.5 ± 0.2	1.07

Table 6: B: Reaktorwasser: Vergleichbarkeit mit Labor-Mittelwerten (Messunsicherheiten 2 σ).

International Atomic Energy Agency (IAEA-Wien) Vergleichsmessung CU-2006-03: Gammastrahler in Boden, Gras und Wasser 2006

(PSI Lab. Code Nr. 23): Bei den Bodenproben handelte es sich durchaus um einen anspruchsvollen Ringvergleich, da es einige Interferenzen der zugesetzten Isotope mit natürlichen γ-emittierenden Radionukliden gab (insbesondere für ¹⁰⁹Cd mit Röntgenlinien von ²¹²Pb und ²¹⁴Pb bei 87 keV). Diese Interferenzen wurden bei der Vergleichsmessung nicht berücksichtigt, d.h. das vom Messprogramm zu verwendende Nullwertspektrum hätte in diesem Fall das Spektrum der natürlichen Radionuklide aus den U- und Th-Linien in der Probe selbst sein müssen. Der Fehler unterlief, da der Veranstalter nur die künstlichen Radionuklide ausgewertet haben

wollte und daher zur Auswertung die PSI-Standardbibliothek ohne Berücksichtigung der natürlichen Radionuklide verwendet wurde. Eine spätere Auswertung mit ²¹²Pb und ²¹⁴Pb in der Nuklidbibliothek ergab für ¹⁰⁹Cd anstatt 280 Bq/kg nun ein Resultat von 145 Bq/kg was dem Wert der IAEA (177 Bq/kg) deutlich näher kommt. Zukünftig werden daher in der Radioanalytik bei der Auswertung von Bodenproben die natürlichen Folgeprodukte von ²²⁶Ra und ²²⁸Ra immer mit berücksichtigt. Das PSI hat mittlerweile auch an der IAEA-Vergleichsmessung (Gammastrahler in Boden 2007) teilgenommen und bei der Auswertung des Photopeaks von ¹⁰⁹Cd bei 87 keV die natürlichen Röntgenlinien von ²¹²Pb und ²¹⁴Pb abgezogen. Das Ergebnis wird daher mit grossem Interesse für das Jahr 2008 erwartet.

⁵⁴ Mn [Bq/kg]	PSI/ Ref.	⁶⁰ Co [Bq/kg]	PSI/ Ref.	⁶⁵ Zn [Bq/kg]	PSI/ Ref.	¹⁰⁹ Cd [Bq/g]	PSI/ Ref.	¹³⁴ Cs [Bq/kg]	PSI/ Ref.	¹³⁷ Cs [Bq/kg]	PSI/ Ref.
55 ± 2	1.15	62 ± 2	1.11	88 ± 5	1.13	280 ± 30	1.58	65 ± 2	1.01	58 ± 2	1.10
²⁴¹ Am [Bq/kg]	PSI / Ref.										
95 ± 7	0.98										

Table 7: IAEA-Probe 1, Boden: Ergebnisse und Vergleich mit den Referenzwerten (Messunsicherheiten 2 σ).

⁴⁰ K [Bq/kg]	PSI/ Referenzwert	¹³⁷ Cs [Bq/kg]	PSI/ Referenzwert
1100 ± 50	1.04	11080 ± 150	0.98

Table 8: IAEA-Probe 2, Gras: Ergebnisse und Vergleich mit den Referenzwerten (Messunsicherheiten 2 σ).

⁵⁴ Mn [Bq/kg]	PSI/ Ref.	⁶⁰ Co [Bq/kg]	PSI/ Ref.	⁶⁵ Zn [Bq/kg]	PSI/ Ref.	¹⁰⁹ Cd [Bq/g]	PSI/ Ref.	¹³⁴ Cs [Bq/kg]	PSI/ Ref.	¹³⁷ Cs [Bq/kg]	PSI/ Ref.
4.8 ± 0.3	0.98	5.9 ± 0.3	1.02	7.2 ± 0.6	0.99	22 ± 5	1.12	12.1 ± 0.4	0.93	16.5 ± 0.6	0.99
²⁴¹ Am [Bq/kg]	PSI/ Ref.										
3.4 ± 0.4	0.93										

Table 9: IAEA-Probe 3, Wasser: Ergebnisse und Vergleich mit den Referenzwerten (Messunsicherheiten 2 σ).

Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN Le Vesinet, France) Vergleichsmessung 86 AGC 300: radioactive compounds trapped in a cartridge of active carbon 2007: ¹³¹I, ¹²⁹I

(PSI Lab. Code Nr. 26F): Diese Vergleichsmessung wurde für die Überprüfung der Kohlekapsel-Messungen im Rahmen der Emissionsüberwachung Fortluft PSI

durchgeführt. Durch Messung von zwei Iod-Isotopen (niederenergetische Röntgenlinien von ¹²⁹I, höherenergetische Gammalinien von ¹³¹I) konnte somit die Effizienzkurve für die Kohlekapselgeometrie über einen grossen Energiebereich (d.h. 20-640 keV) überprüft werden. Die Ergebnisse sind in nachstehender Tabelle 9 dargestellt.

Isotop	Resultat PSI [Bq/Probe]	Referenzwert [Bq/Probe]	Labormittelwert [Bq/Probe]	PSI/ Referenzwert	PSIw/ Labormittelwert
¹²⁹ I	73 ± 10	70 ± 6	72 ± 7	1.04	1.01
¹³¹ I	470 ± 40	503 ± 28	480 ± 30	0.93	0.98

Table 10: Ergebnisse der Vergleichsmessung IRSN 86 AGC 300: radioactive compounds trapped in a cartridge of active carbon 2007: Messergebnisse, Referenzwerte und Vergleich PSI/Referenzwerte sowie PSI/Labormittelwerte (Messunsicherheiten 2 σ).

Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN Le Vesinet, France) Vergleichsmessung 85 SH 300: Sr-90 measurement in a mineral water sample 2007

(PSI Ref Nr. 17F): Bei diesem Ringvergleich nahmen europaweit sehr renommierte Labors teil (z.B. CEA Ca-

derache und Sacley, France; CIEMAT, Spain; LMR-Ispra, Italy etc). Für das nicht leicht zu analysierende ⁹⁰Sr war die Übereinstimmung fast aller Teilnehmer mit dem Targetwert der IRSN hervorragend und bis auf einen einzigen Ausreisser lagen alle Messergebnisse innerhalb von 10% zum Sollwert.

Isotop	Resultat PSI [Bq/Liter]	Referenzwert [Bq/Liter]	Labormittelwert [Bq/Liter]	PSI/ Referenzwert	PSI/ Labormittelwert
⁹⁰ Sr	2.23 ± 0.20	2.34 ± 0.22	2.31 ± 0.22	0.95	0.97

Table 11: Ergebnisse der Vergleichsmessung IRSN 85 SH 300 Sr-90 measurement in a mineral water sample 2007: Messergebnisse, Referenzwert und Vergleich PSI/Referenzwert sowie PSI/Labormittelwert (Messunsicherheiten 2 σ).

Bewertung 2007 und Ausblick 2008

Aufgrund der neu besetzten Stelle für die Stellvertretung der Leitung Radioanalytik (seit November 2006) konnten im Berichtsjahr die angestrebten Aufgaben im Rahmen Zusammenarbeit Analytik/HSK im vollen Umfang erfüllt werden.

Referenzen

- [1] S.M. Nelms: ICP Mass Spectrometry Handbook, Blackwell Publishing, CRC Press, Seite 452, 2005.

Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung

Autor und Koautor	J. Eikenberg, M. Jäggi
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit
Adresse	CH-5232 Villigen
Telefon, E-Mail	056 310 23 40, jost.eikenberg@psi.ch
Dauer des Projekts	01.01.1995 bis 31.12.2008

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen des Projektes Zusammenarbeit HSK-Radioanalytik (praktischer Teil) folgende Studien und Entwicklungsarbeiten durchgeführt und mehrheitlich abgeschlossen:

- Entwicklung von Mikrowellen-Aufschlussverfahren für schwer auflösbare Feststoffe (Beton, Klärschlamm, Sedimente)
- Entwicklung von Analyseverfahren für Radionuklide in Abwasser-Schlammproben (z.B. PSI Rückhaltebecken)

Für die Durchführung des ersten Projektes (Aufschlussverfahren) wurde ein modernes Mikrowellengerät für Hochdruckaufschlüsse mit automatischer Temperatur und Leistungsregelung beschafft. In Vorversuchen in Zusammenarbeit mit dem Lieferanten wurden dann verschiedene Probenmaterialien (Gras- und Milchpulver, Stuhlasche, Beton, Granit) komplett aufgeschlossen bzw. angeätzt (Leaching von Bodenproben). In einem zweiten Schritt wurde dann der auf seine Radionuklidzusammensetzung zu untersuchende Schlamm des PSI-Rückhaltebeckens aufgeschlossen. Zur Optimierung der Aufschlussprozedur wurden verschiedene Parameter variiert: Säure-Zusammensetzungen und -Stärke, Leistung und Temperatur der Mikrowelle sowie Probeneinwaagen. Es stellte sich heraus, dass für diesen Probentyp mit einer Mischung aus $\text{HNO}_3/\text{H}_2\text{O}_2$ die besten Ergebnisse erzielt wurden. Alle für die

Radioanalytik relevanten Radionuklide (Aktiniden und reine β -Strahler) konnten praktisch in die gelöste Phase überführt werden. Zur Elimination des organischen Anteils, d.h. zur Vermeidung eines zu starken Druckaufbaus im Mikrowellengefäss wird der getrocknete Schlamm zuvor im Muffelofen verascht. Der anschliessende Mikrowellen-Aufschluss inklusive Kühlung verläuft nur über 2 Stunden, und bei Verwendung von 6 Aufschlussgefässen mit je 200 mg Einwaage kann somit pro Aufschluss mehr als 1 g aufgelöst werden. Diese Menge ist a) repräsentativ für eine homogene Probenerhebung und b) genügend für die Analyse mehrerer Spezialnuklide (nächster Abschnitt) anhand von parallel erhobenen Probenaliquots.

Bei den Entwicklungsarbeiten für die Analyse von Thorium, Uran, Plutonium, Americium und Curium wurden bestehende Arbeitsvorschriften für die Probenmatrix leicht modifiziert. Komplett neu entwickelt wurde aber ein sehr effizientes Verfahren basierend auf Extraktionschromatographie an einem Anionenaustauscherharz. Bei diesem Verfahren gelang eine quantitative Separation zwischen Chrom, Eisen, Nickel und Kobalt (relevante Nuklide ^{55}Fe , ^{63}Ni , ^{60}Co). Diese quantitative Trennung ist notwendig, weil Isotope wie ^{55}Fe und ^{63}Ni unter Verwendung der Flüssigkeitszintillations-Spektrometrie (LS) gemessen werden müssen, aber im LS-Spektrum untrennbar miteinander interferieren.

Projektziele

Gemäss dem jährlichen Jahresprogramm wurden für 2007 folgende Projektziele mit der HSK vereinbart:

Thema 07/1 (Entwicklung von Mikrowellen-Aufschlussverfahren für schwer auflösbare Feststoffe (Beton, Klärschlamm, Sedimente):

Thema 07/2 (Entwicklung Analyseverfahren für Radionuklide in Abwasser-Schlammproben (z.B. PSI-Rückhaltebecken):

Thema 07/4 (Ad hoc-Probleme der HSK nach Absprache mit dem Projektleiter):

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Thema 07/1 (Entwicklung von Mikrowellen-Aufschlussverfahren für schwer auflösbare Feststoffe (Beton, Klärschlamm, Sedimente):

Ein Totalaufschluss von Schlammproben aus dem PSI-Rückhaltebecken konnte nach einigen Vorversuchen nicht erreicht werden. Deswegen wurde ein Teilaufschluss mittels der Mikrowelle bevorzugt (Ethos plus, MLS GmbH, Auerweg 37, D-88299 Leutkirch). Im Folgenden wird die Methode detailliert aufgeführt.

1. Ein Aliquot von ca. 2 g gegläutem RHB-Schlamm wird gleichmässig auf die 6 Teflongefässe der Mikrowelle (MW) aufgeteilt.
2. Für den partiellen Aufschluss wird pro Teflongefäss 8 ml HNO_3 (konz. = 65 %) und 2 ml H_2O_2 (konz. = 30 %) zugegeben.
3. Mit der Methode *Schlamm-getrocknet1.mpr* wird der Rückstand aufgeschlossen.
 - Methode *Schlamm-getrocknet1.mpr* läuft 1 h 55 min. Die ersten 7 min wird die MW (1000 W) auf 140 °C aufgeheizt.
 - Weitere 8 min wird dann (1000 W) auf 210 °C erhöht und danach 40 min (600 W) die 210 °C gehalten.
 - Am Schluss wird während 60 min aktiv gekühlt.
 - Damit die Spritzgefahr wegen Überdrucks vermindert wird, die Proben erst entfernen, wenn die Temperatur unter 40 °C gesunken ist.

4. Inhalt aller 6 Probenbehälter in einem 200-ml-Becherglas sammeln und mit 8M HNO_3 die Teflongefässe und Deckel spülen und ebenfalls im Becherglas auffangen.
5. Filtrat vom Rückstand trennen mittels Abnutschen. Papierfilter benutzen.
6. Den Rückstand im Ofen bei 100 °C ca. 1 h trocknen und vom Filter trennen. Trockengewicht messen und notieren. Für weitere Aufschlüsse in Plastik-Dosen aufbewahren.
7. Filtrat ebenfalls wägen und in 250-ml-Plastikflasche aufbewahren. Etwa 160 ml Filtrat sammeln.

Ein Vergleich des γ -Spektrums des gegläuteten Schlammes mit denjenigen des Rückstands (siehe Schritt 6) und des Filtrates (siehe Schritt 7) hat für den Klärschlamm-aufschluss (Rückhaltebecken) Nummer 9 (KS9) gezeigt, dass im Rückstand vorwiegend ^{133}Ba zu finden ist und alle anderen gemessenen Radionuklide praktisch nur im Filtrat zu finden sind (Bild 1). Das Isotop ^{133}Ba befindet sich im fast unlösbaren Barytanteil aus Betonabfällen vom Rückbauprojekt des Diorit-Reaktors (^{133}Ba ist ein Neutronenaktivierungsprodukt aus stabilen ^{132}Ba in diesem Mineral). ^{133}Ba hat gut messbare γ -Linien und muss daher nicht aufgeschlossen werden. Weitere Radionuklide wie z.B. Spaltprodukte oder Aktiniden sind im Barytanteil nicht zu erwarten. Bild 1 soll somit deutlich zeigen, dass mit dem Teilaufschluss der Schlammproben aus dem Rückhaltebecken praktisch alle anderen Komponenten des Schlammes (mit allen weiteren Radionukliden) in Lösung gebracht werden konnten, d.h. dass das Aufschlussverfahren für die Bestimmung des gesamten Radionuklidvektors im RHB-Schlamm gut geeignet ist. Das Nichtauflösen - des Barytanteils hat den weiteren, grossen Vorteil, dass die Trennung von ^{90}Sr aus der Lösung nicht durch ^{133}Ba gestört wird, da beide Erdalkalielemente auf dem im Analytiklabor verwendeten Sr-Trennharz ähnliche Verteilungskoeffizienten über den gesamten pH-Bereich aufweisen.

Thema 07/2 (Entwicklung Analyseverfahren für Radionuklide in Abwasser-Schlammproben (z.B. PSI-Rückhaltebecken):

Gemäss Jahresprogramm 2007 galt es in den oben erwähnten Schlammproben des Rückhaltebeckens PSI nicht nur γ -Spektren in Direktmessungen aufzunehmen, sondern vielmehr auch die Aktiniden und ^{90}Sr über chemische Trennverfahren zu bestimmen. Basie-

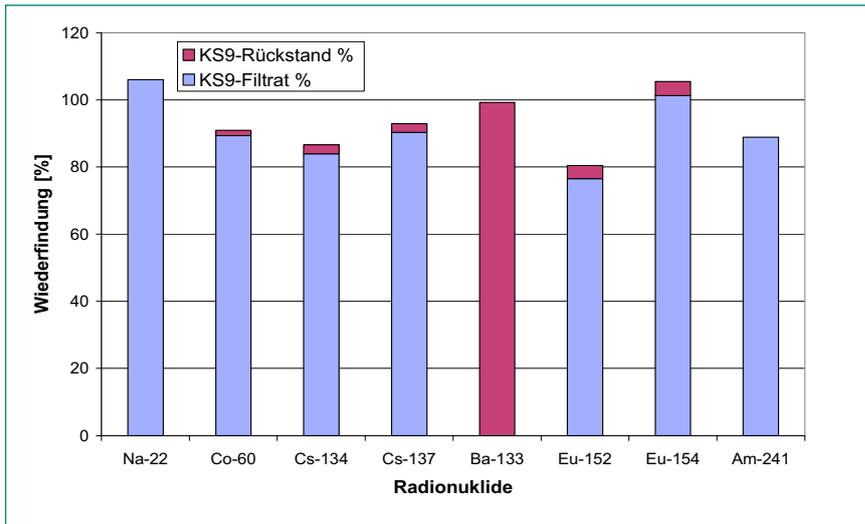


Bild 1: Vergleich eines γ -Spektrums des geglühten Schlammes mit dem Rückstand und dem Filtrat des Teilaufschlusses aus der Mikrowelle. Die Aktivitäten der Radionuklide des geglühten Schlammes sind auf 100 % normiert, und die Aktivität des Rückstandes und des Filtrats sind prozentual dargestellt in Bezug zum γ -Spektrum des geglühten Schlammes. KS9 bedeutet Klärschlammaufschluss (Rückhaltebecken) Nummer 9.

rend auf dem mit Sixto Bajo gemeinsam publizierten PSI-Bericht [1] und im QM-System verankerten Vorschriften konnten die Aktiniden und ^{90}Sr quantitativ mithilfe von geeigneten Ausbeute-Tracern bestimmt werden. Für die Messung von $^{239,240}\text{Pu}$, ^{244}Cm und ^{241}Am wurde eine leicht angepasste Vorschrift für Bodenproben benutzt. Bei ^{238}U und ^{228}Th diente eine Arbeitsvorschrift für Gesteinsproben als Vorlage. Die Aktivität von den Aktiniden wurde α -spektrometrisch bestimmt. ^{90}Sr , basierend auf einer Vorschrift für Gras, wurde β -spektrometrisch bestimmt über den Aufbau von Yttrium [2]. Die Erstellung einer gemeinsamen Vorschrift für Aktiniden und ^{90}Sr wird 2008 erfolgen.

In einem zweiten Schritt wurde eine Schnellmethode für die Bestimmung der Aktivität ^{55}Fe , ^{63}Ni entwickelt, um auch diese Radionuklide bestimmen zu können. Des Weiteren kann auch ^{60}Co noch separiert und γ -spektrometrisch gemessen werden, was allerdings bereits beim Filtrat in Bild 1 gezeigt wurde.

In Zusammenarbeit mit dem Praktikanten Christian Bährle (Chemiestudent Universität Konstanz) konnte die Trennung der Radionuklide ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni und ^{51}Cr über ein Harz, BIO-RAD AG 1-X8 realisiert werden. Für erste analytische Tests wurde hier am PSI ein Eisendraht

über Neutronenbestrahlung aktiviert und eine Stamm-lösung in 9M HCl hergestellt. Durch die Aktivierung entstanden unter anderem die kurzlebigen Isotope ^{51}Cr und ^{59}Fe sowie ^{60}Co , welche sich alle sehr einfach γ -spektrometrisch bestimmen lassen.

Die Resultate der Tabelle 1 zeigen deutlich, dass eine quantitative Bestimmung der drei Radionuklide mit der getesteten Methode erreicht wird, d.h. in der Fraktion 9 M HCl befindet sich Cr, mit 4 M HCl wird Co ausgewaschen und mit der 1 M HCl wird schliesslich Fe eluiert. Alle drei Elemente werden also über die verschiedenen Säurestärken quantitativ voneinander getrennt.

Um die Resultate für den Schlamm im Rückhaltebecken zu testen, wurden 2 g geglühter Schlamm nach der Methode in Thema 07/1 aufgeschlossen und das Filtrat auf vier Versuche aufgeteilt. Je eine Probe wurde mit einem ^{55}Fe und ^{63}Ni Tracer versehen und die andere Probe diente als Kontrolle. Die Proben bestehend aus ca. 20 ml Filtrat (siehe Thema 07/1), 100 μl Nickelträger und eine Probe mit den genannten Tracern wurden eingedampft und in 5 ml 9 M HCl aufgenommen. Die genaue Vorschrift und der Ablauf der analytischen Trennung werden 2008 in das QM-System aufgenommen.

Radionuklide	Aktivität in 1ml Stammlösung [Bq ml ⁻¹]	30ml 9M HCl [Bq ml ⁻¹] – [%]	10ml 4M HCl [Bq ml ⁻¹] – [%]	30ml 1M HCl [Bq ml ⁻¹] – [%]	[%] total
^{51}Cr	1346	1087–80.8	–	–	80.8
^{59}Fe	8615	–	27–0.4	7744–89.8	90.2
^{60}Co	421	2–0.5	382–90.7	–	91.2

Tabelle 1: Quantitative Bestimmung von ^{51}Cr , ^{59}Fe und ^{60}Co eines aktivierten Eisendrahtes, nach analytischer Trennung der einzelnen Radionuklide über dem Harz BIO-RAD AG 1-X8 (chloride mesh).

Die verschiedenen Chromatographie-Trennschritte sind in Bild 2 dargestellt (genaue Beschreibung der Schritte s. Legende unter dem Bild). In Bild 2b) läuft nicht nur ^{63}Ni durch die Säule, sondern auch ^{51}Cr , was in Tabelle 1 gezeigt wurde. ^{63}Ni muss deshalb noch separat gefällt werden. Dafür wird eine QM-Vorschrift verwendet, welche mittels Dimethylglyoxim ^{63}Ni in stark basischem Milieu ausfällt. In Bild 3 wird diese Ausfällung gezeigt. Sobald die exotherme Reaktion abgeschlossen ist, wird der rote Rückstand filtriert, mit dest. H_2O gründlich gespült, und anschliessend wird die Ni-Fraktion (^{63}Ni + Träger) mit 3 M HNO_3 aus dem Rückstand gelöst. Der Rückstand wird wieder weiss.

Die ^{63}Ni und ^{55}Fe Lösungen werden beide nach dem Eindampfen in 0.5M HNO_3 gelöst. Die ^{55}Fe Lösung zeigt zunächst eine gelbe Färbung und wird mit dem Antioxidans Ascorbinsäure (Vitamin C) von der III-wertigen in die II-wertige Stufe überführt. Dadurch wird die Lösung wieder farblos, womit für die anschliessende LSC-Messung (LSC – Liquid Scintillation Spectrometry) der Farbquench minimiert wird. Vor der Messung werden noch beide Fraktionen separat voneinander mit der Scintillatorflüssigkeit (Ultima Gold LLT) vermischt (Herstellung des Mess-Cocktails für die LSC-Messung).

Berechnungen der Probenmessungen: Wenn Branching-verhältnisse, Übergangswahrscheinlichkeiten und Proben selbstabsorptionen vernachlässigt werden können, berechnet sich die Aktivität eines radioaktiven Präparates durch den Quotienten einer Netto-Zählrate (N) zur Zähleffizienz oder Efficiency (ϵ) (s. Gleichung 1). Infolge von Quencheffekten kann diese Efficiency bei LSC-Messungen aber von Probe zu Probe variieren. Mit Quenchkurven kalibrierte LS-Spektrometer führen diese Korrekturen zwar automatisch durch, aber diese Korrektur liefert nur dann ein richtiges Ergebnis, wenn sich Probe und Kalibrierstandards zur Aufnahme einer Quenchkurve in einem ähnlichem chemischen Milieu befinden. Ein wirklich genaueres Ergebnis liefert hier aber das Verfahren der so genannten *internen Standardisierung*. Bei dieser Methode wird zum Messcocktail nach Ablauf der ersten Messung noch eine signifikant höhere Aktivität des zu messenden Isotops hinzugegeben (Aktivität = A^{1*}) und der Cocktail noch ein zweites Mal gemessen. Aus der Differenz der Zählraten kann dann die Efficiency für die Probe gemäss Gleichung (2) berechnet werden und anschliessend in Gleichung (1) eingesetzt werden, um die Probenaktivität (A^1) zu berechnen.

In dem hier vorliegenden Experiment wurden aber auch chemische Trennschritte durchgeführt, so dass der Zähl-

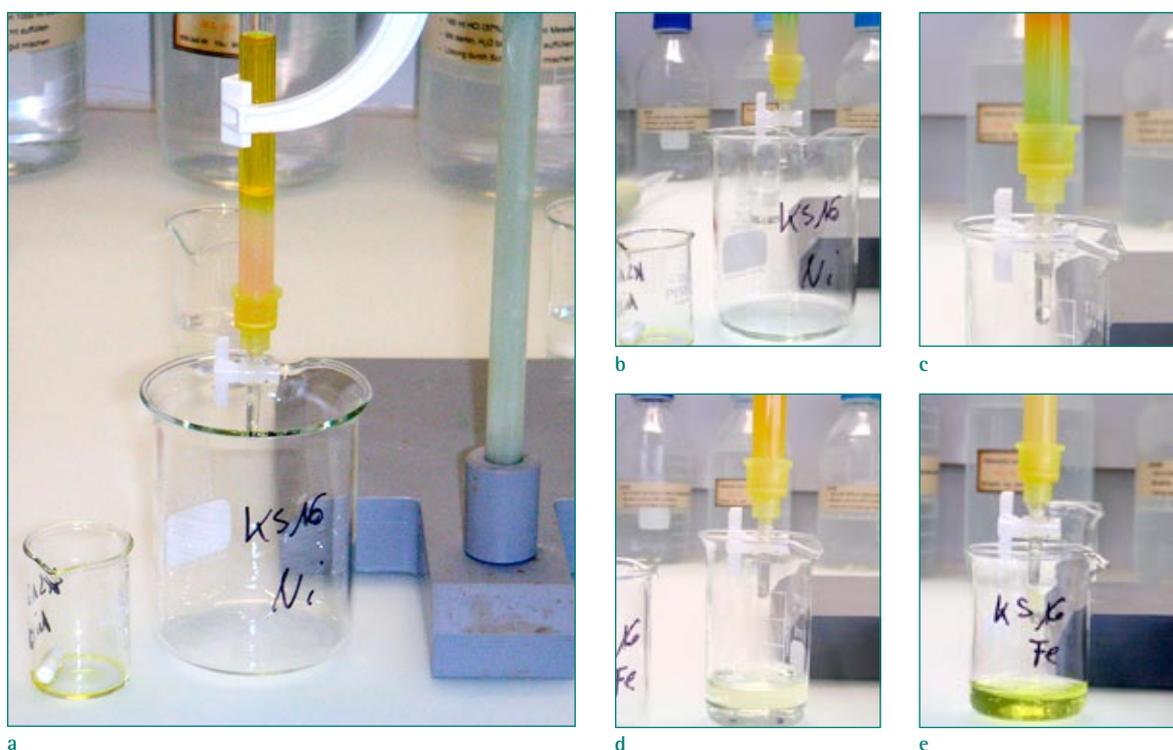


Bild 2: a) Die BIO-RAD AG 1-X8 Kolonne wird beladen mit den in 9 M HCl gelösten Radionukliden der Probe. In b) wird eine farbliche Trennung auf der Kolonne sichtbar (orange-gelb: Fe; grün-blau: Co). In c) wird bereits mit 4 M HCl ^{60}Co eluiert und die grün-blaue Farbe wandert tiefer. In d) ist die ^{60}Co Elution abgeschlossen. Schlussendlich wird in e) mit 1 M HCl das ^{55}Fe eluiert und das Harz gewinnt wieder die Originalfarbe.

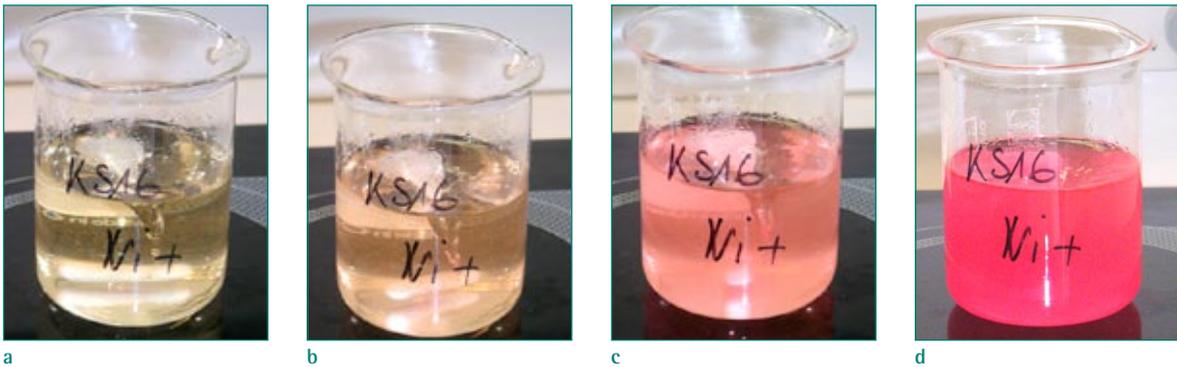


Bild 3: a) 25 ml Dimethylglyoxim wird zu der ^{51}Cr -/ ^{63}Ni -Fraktion gegeben. In b)–d) ist die fortschreitende ^{63}Ni -Fällung zu sehen, in Form eines roten Niederschlages.

ler von Gleichung 1 noch um einen Korrekturfaktor für chemische Ausbeuteverluste erweitert werden muss (Gleichung 3). Um die chemische Ausbeute zu ermitteln, wird nun eine Parallelprobe zu Beginn mit dem Radiotracer versetzt, und beide Proben werden während der gesamten Separationsprozedur gleich behandelt. Unter der Annahme, dass innerhalb der analytischen Unsicherheit die chemische Ausbeute (y_{chem}) beider Aliquots gleich ist, lässt sich diese gemäss Gleichung (4) berechnen (analoge Überlegung wie oben, d.h. via Differenz der Zählraten der Probe mit zugesetztem Tracer (N^2), respektive ohne Tracer (N^1). In Gleichung (4) wird nun aber vorausgesetzt, dass die Messeffizienz von Probe (2) identisch ist zu derjenigen von Probe (1), d.h. es soll

gelten ($\varepsilon^1 = \varepsilon^2$). Diese Voraussetzung kann sehr gut über den so genannten Quenchparameter des externen Standards (tSIE), d.h. über die Form des LS-Spektrums kontrolliert werden. Sind die tSIE-Werte gleich (Gleichung 5), liegen also gleiche Spektrenformen (genauer Schwerpunkt) vor, so müssen auch die Zähleffizienzen gleich sein, d.h. $\varepsilon^1 = \varepsilon^2$.

In den Gleichungen nicht enthalten ist eine Blankprobe, welche ebenfalls gemessen wird und deren Zählrate als Untergrund (blank) bezeichnet wird. Diese wurde in den Gleichungen 1–3 von den ursprünglichen Bruttozählraten zur Bildung der Nettozählraten (N^1 ; N^{1*} und N^2) abgezogen.

$$A^1 = \frac{N^1}{\varepsilon^1} \quad (1)$$

$$\varepsilon^1 = \frac{(N^{1*} - N^1)}{A^{1*}} \quad (2)$$

$$A^1 = \frac{N^1}{y_{\text{chem}} \cdot \varepsilon^1} \quad (3)$$

$$y_{\text{chem}} = \frac{(N^2 - N^1)}{A^2 \cdot \varepsilon^1} \quad (4)$$

$$tSIE = k \cdot \frac{\sum_{i=1}^k X_i \cdot I(X_i)}{\sum_{i=1}^k I(X_i)} \quad (5)$$

Wobei die Parameter folgende Bedeutung haben:

A^1/N^1 = Aktivität/Zählausbeute der Kontrollprobe

A^{1*}/N^{1*} = Aktivität/Zählausbeute der Kontrollprobe mit Tracerzugabe nach Messung

A^2/N^2 = Aktivität/Zählausbeute der Parallelprobe mit initialer Tracerzugabe vor der chemischen Trennung zur Bestimmung der chemischen Ausbeute

$\varepsilon^1 = \varepsilon^2$ = Messeffizienz des LSC. Ist hier auf Grund der identischen chemischen Behandlung für alle drei Proben gleich. Deshalb wird in den Formeln (1–3) nur (ε^1) verwendet.

y_{chem} = Chemische Ausbeute (engl. chemical yield)

tSIE = Quenchparameter (Spektrenschwerpunkt)

X_i = Kanalnummer des Vielkanalanalysators

$I(X_i)$ = Inhalt der registrierten Impulse in Kanal (i)

Aufschluss/Wiederholung	$y_{\text{chem}}^{55\text{Fe}}$ [%]	$y_{\text{chem}}^{63\text{Ni}}$ [%]
KS19 / 1	95	93
KS19 / 2	98	84
KS19 / 3	101	96
KS19 / 4	95	99
Mittelwert	97	93
Standardabweichung	3	7

Tabelle 2: Basierend auf einem Aufschluss des RHB-Schlammes gemäss Thema 07/1 wurden aus demselben Aufschluss 4 Wiederholungen gemacht ($n = 4$). Aus den LSC-Messresultaten wurde dann die chemische Ausbeute berechnet (y_{chem}).

Tabelle 2 zeigt die chemischen Ausbeuten (y_{chem}) für 4 Wiederholungsmessungen (von je zwei Aliquots) mit Mittelwerten in beiden Fällen von über 90 %. Auf Grund dieser hohen und reproduzierbaren Wiederfindungsraten konnte die neue Analysenmethode als Schnellmethode (Analyse dauert ca. 6 h; danach Messung am LSC) für die Bestimmung von ^{63}Ni und ^{55}Fe aus Schlammproben validiert werden.

Bewertung 2007 und Ausblick 2008

Auf Grund der neu besetzten Stelle für die Stellvertretung der Leitung Radioanalytik (seit November 2006) konnten im Berichtsjahr die angestrebten Aufgaben im Rahmen Zusammenarbeit Analytik/HSK im vollen Umfang erfüllt werden.

Referenzen

- [1] S. Bajo, C. Gann, J. Eikenberg, L. Wyer, H. Beer, M. Rüthi, M. Jäggi and I. Zumsteg (2007): Separation of Plutonium on the Anion Exchanger BIO-RAD 1-X2 and its Application to Radiochemical Analysis, PSI-Bericht Nr. 07-05, December, 2007, ISSN 1019-0643.
- [2] J. Eikenberg, H. Beer, M. Rüthi, I. Zumsteg (2007): Precise Determination of ^{89}Sr and ^{90}Sr in various matrices: the LSC 3-window approach, Proc. 2005 Int. Liquid Scintillation Spectrometry, Radiocarbon, 237–249. HSK Research Report 2007, 18. February 2008

Mont Terri

EZ-B: Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the EDZ

Author and Co-Authors	Prof. Dr. Simon Löw, Salina Yong, Dr. Corrado Fidelibus
Institution	Chair for Engineering Geology, ETH Zürich
Address	ETH Hönggerberg, CH-8093 Zürich
Tel., E-mail, Internet Address	+41 43 6332742, loew@erdw.ethz.ch, www.erdw.ethz.ch/loew
Duration of Project	July 1, 2002 to June 30, 2007

ABSTRACT

The EZ-B experiment has been completed in December 2007. The main results of this research project are summarized in the PhD of Salina Yong, which will be available to the public through the ETH Library e-collection and several international journal publications. The EZ-B experiment has delivered unexpected and fundamental new results about excavation induced perturbations in the Opalinus Clay at Mont Terri and the corresponding rock mass behaviour. The results describe relevant in-situ mechanical behaviour, which strongly differs from the behaviour established from small scale lab testing on intact anisotropic Opalinus Clay samples. The experiment and numerical modelling have shown that a key element in controlling rock mass behaviour are thin tectonic shear zones, which occur frequently in the Opalinus Clay at Mont Terri. The investigation has also demonstrated that damage around an excavation can be assessed by considering the maximum and minimum principal stress ratios derived from 3D continuum modelling. These new insights differ from previous descriptions of the EDZ and the understanding of the rock mass response of the Opalinus Clay and have significant impacts on the design of repository excavations and seals.

The formation of EDZ damage was first studied in the entrance of the EZ-B niche, where insight into the excavation induced damage of the larger Gallery 04 was gained. From geological mapping, excavation induced fractures were found to be normal to bedding-parallel tectonic shears in the west wall and parallel with the wall of Gallery 04 in the east wall. The distinct difference between the two walls is the location of a second sub-horizontal set of tectonic shears. Numerical modelling demonstrated that mobilisation of the bedding-parallel shears dominated in the west wall whereas both the sub-horizontal and bedding-parallel tectonic shears were mobilised in the east wall. In turn, mobilisation of the tectonic shears elevated stress levels in the surrounding rock mass beyond a spalling limit (as defined by the ratio σ_3/σ_1) of 0.1. Hence, macroscopic fracturing normal

to the tectonic shears were induced as the tectonic shears were mobilised.

The rock mass response ahead of the advancing face of the EZ-B niche, which strikes normal to bedding, illustrated the need to consider both the tectonic shears and distance from Gallery 04 for understanding the damage induced by the EZ-B niche excavation. Observations made during the niche excavation showed that roughly half the niche was located in the influence zone of the adjoining Gallery 04 and seismic perturbations reached as far as 1.6 m from the face. The tectonic shears provide a ready avenue for stress relief as the advancing niche face progressively reduces the kinematic constraint of the tectonic shears thereby allowing for deformations along the tectonic shears.

Radial boreholes drilled in the post-excavation phase allowed for a physical and numerical assessment of the redistributed stress conditions and corresponding rock mass damage. The perturbations of the rock mass in the sidewalls, floor and ceiling of the EZ-B niche mainly show strength reduction through microdamage (i.e. stresses above crack initiation) and only little induced macroscopic fracturing, as seen in drillcore mapping and optical televiewer images. Borehole breakouts in post-excavation boreholes only occur at greater depth, where rock mass strength properties and stresses have not been significantly reduced prior to drilling. Macroscopic fractures are mostly constrained to the first 20 cm and oriented parallel with bedding. The integration of geophysical data indicated that the zone of microscopic perturbation around the niche is direction dependant and on average 0.5–0.6 m in the sidewalls, above the crown, and at the corners in the face. A larger zone was detected below the invert (1 m) and in the centre of the face (0.7–0.8 m). Stress ratios (i.e. σ_3/σ_1) from elastic numerical modelling showed that the zone of macroscopic fracturing corresponded with ratios of 0.1 or less. Thus, damage decreased with increasing stress ratios and distance from the near-field towards the far-field.

Review of Project Objectives and Components

It is recognized that the Opalinus Clay (OPA) is suitable to host a repository of radioactive nuclear waste, given the extremely low hydraulic conductivity and high retardation factor. However, the excavation of repository drifts and caverns may induce fractures, which may cause a local increase of the hydraulic conductivity. When a volume of rock is perturbed, the degree of damage depends on the location of critical geological structures and the ensuing stress redistribution. Rock mass perturbations can range in scale from microscopic (e.g. grainscale micro-fracturing) to macroscopic (e.g. extensile fracturing around tunnels). If disturbed stresses are high enough, rock mass strength may be exceeded and lead to macro-fracturing. However, if disturbed stresses are insufficiently high to reach peak strength, micro-damage may be nonetheless sustained.

It is therefore essential to understand the mechanical processes that drive the formation of fractures around the excavation in view of the design of appropriate counter measures. The EZ-B Experiment in the Mont Terri Rock Laboratory is aimed at understanding these processes and the analysis of the evolving damage through numerical modeling. The experiment is based on the collection of relevant physical data during and after the staged excavation of a niche, called EZ-B niche, which

happened in 2005. The collected data set includes: 1) 3D high-resolution displacement measurements of the niche walls, floor, ceiling and face; 2) geometry and type of all the fractures and faults visible at the excavation surfaces and in monitoring boreholes; 3) pore pressures in the rock mass measured in slim diameter boreholes; 4) optical and seismic imaging of the rock damage and macroscopic fracturing. In addition, samples from triple-tube cores of boreholes differently oriented with respect to the bedding of the OPA are used for the estimation of the orientation-dependent fracture toughness and fracture mechanical simulations.

The complete data set of the EZ-B experiment has been described in previous reports. This final report focuses on the detailed analysis of 1) tunnel and drillcore mapping, 2) digital optical televiewer imaging, 3) single-hole seismic measurements, and 4) geodetic displacement monitoring. This data set was used to define the relative geometry of the niche and the perturbation caused by the excavation of the niche. Both of these required the integration of the field data. Numerical modelling was incorporated to assess the processes responsible for the observed perturbation. Three-dimensional modelling was also required as the intersection of the EZ-B Niche with the adjoining Gallery 04 is also shared by the intersection of a neighbouring niche. In addition, the axis of the EZ-B Niche is not perpendicular to the adjoining Gallery 04 nor is it completely parallel with a principal stress axis (Figure 1).

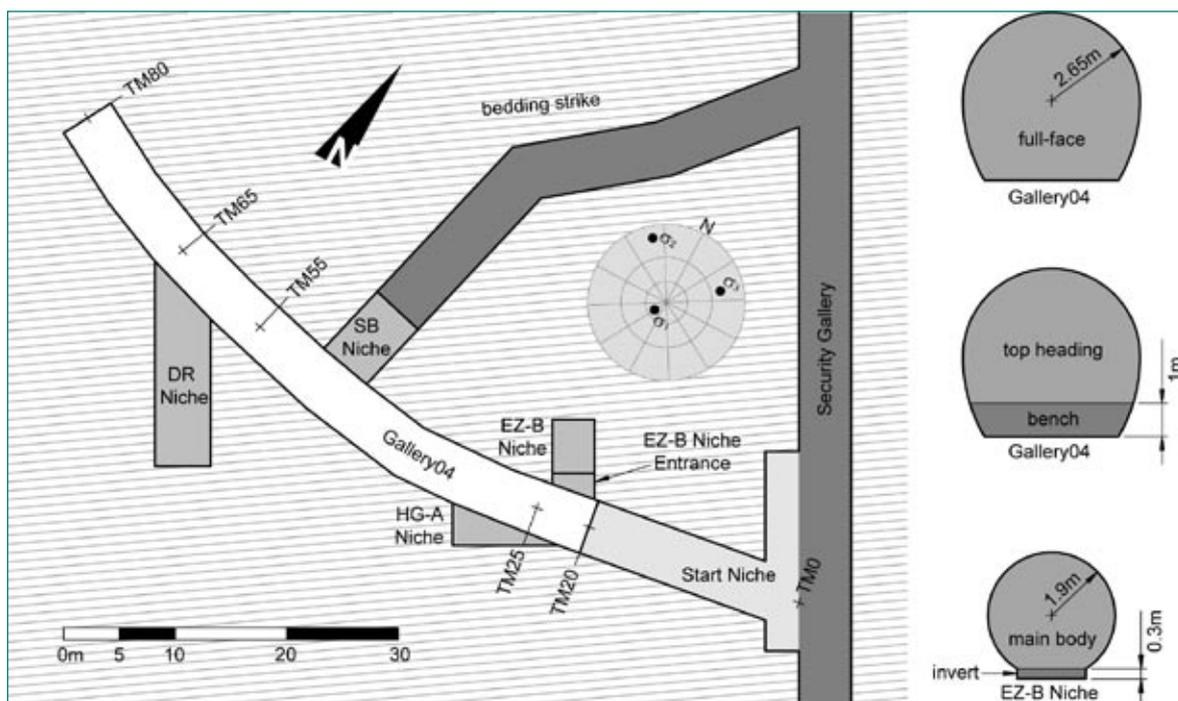


Fig. 1: Location and Geometry of EZ-B Niche and Gallery 04, gray background lines represent strike of bedding.

During the excavation of the EZ-B niche, limited macroscopic fracturing was observed around this short test tunnel. This finding differs from past predictions for openings with the same orientation as the EZ-B Niche. In this report, which is based on the PhD of Salina Yong [1], completed in December 2007 at ETH Zurich, the perturbation around the EZ-B Niche and adjacent Gallery 04 are described and mechanisms responsible for and the factors that influenced the development of the perturbations are identified. The findings from this integrated study lead to a new description of the important rock mass behaviour of the Opalinus Clay and criteria for the excavation induced damage. These are of high relevance for the design of a repository and sealing measures.

Work Carried out in 2007 and Results Obtained

1. Influence of Tectonic Shears on EDZ Fracturing around Gallery 04

Much focus at Mont Terri has been on the intact rock anisotropy (i.e. bedding) resulting from the ubiquitous and highly persistent bedding planes at the research facility.

However, this study showed that rock mass heterogeneity resulting from the inclusion of the mapped mm–cm thin tectonic shears is a key factor in the development of induced fracturing around Gallery 04 mapped in the entrance of the EZ-B Niche.

Geological mapping of excavation surface on both sides of this niche close to Gallery 04 has provided evidence that tectonic shears influence fracturing induced from the excavation process (Figure 2). The three deviatoric stress contours shown in Figure 2 differ only slightly between the isotropic and anisotropic rock matrix. On the other hand, inclusion of the tectonic shears strongly affects the induced stress field and rock mass anisotropy. In the west wall of the entrance to the EZ-B Niche, mobilisation of tectonic shears dipping towards SSE led to induced fracturing at orientations nearly perpendicular to these shears (Figure 2). In this case, the SSE shears are mobilised when their β angles are conducive for failure along the shear. β represents the angle between the plane normal and the maximum stress trajectory. Consequently, as the SSE shears were mobilised, stress levels in the surrounding rock matrix exceeded a spalling limit (as defined by the ratio σ_3/σ_1) of 0.1.

In the east entrance wall, two sets of tectonic shears were mobilised. Induced fracturing in this case was

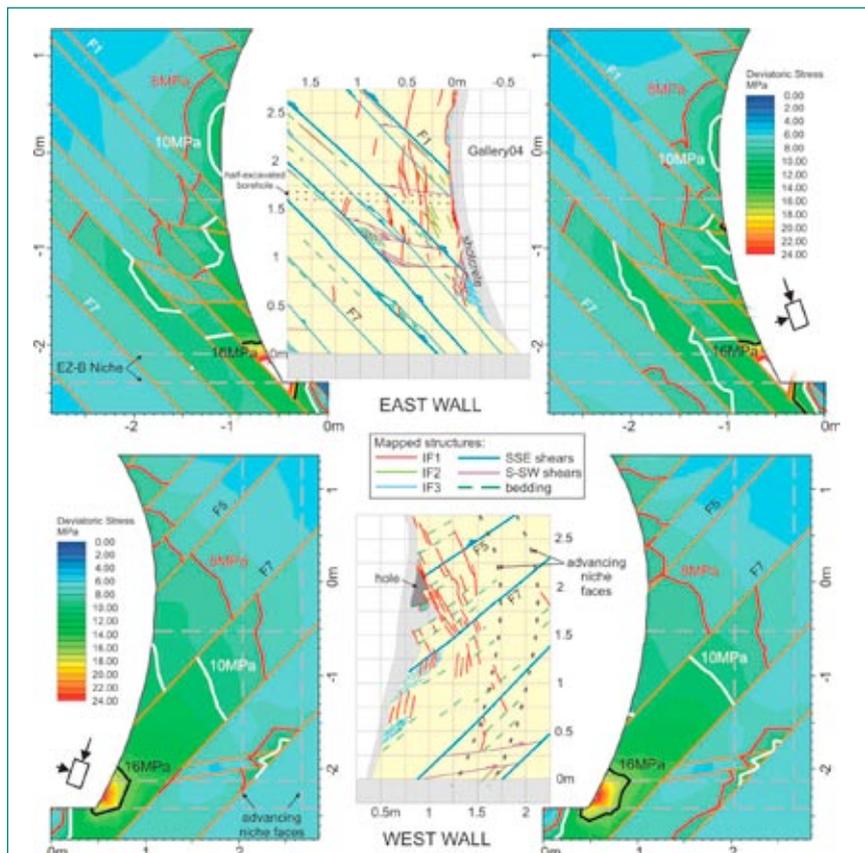


Fig. 2: EZ-B Niche entrance, showing bedding, tectonic shears and induced fractures (IF1–3) around Gallery 04. Deviatoric stress contours of elastic isotropic (left) compared to elastic transverse isotropic (right) 2D model with all mapped tectonic shears.

dominated by the more critical sub-horizontal set of S-SW dipping tectonic shears, which interfered with mobilisation of the bedding-parallel shears (Figure 2). Consequently, induced fracture orientations in the east wall appear to be parallel to the Gallery 04 wall. In particular, the S-SW shear located approximately 1–1.5 m above the top of the concrete floor appears to have been the critical structure. Most of the mapped induced fractures terminated near this shear.

2. Rock Mass Response Ahead of the Advancing EZ-B Niche Face

The rock mass ahead of the advancing EZ-B Niche was investigated by integrating borehole-related data and by examining stress ratios. P-wave velocities often reach background levels (measured during the pre-excitation phase) when σ_3/σ_1 stress ratios are above 0.2–0.3 and this location often corresponds with the onset of significant borehole breakouts (Figures 3 and 4). In front of the advancing EZ-B Niche the perturbed extent, as derived from seismic measurements, ranged from 0.2 m to 1.6 m and was influenced by Gallery 04 over about half the length of the EZ-B niche.

As is the case of Gallery 04, the tectonic shears appear to influence both the seismic parameters derived from ultrasonic borehole logging and the evolution and development of the stress state determined from a three-dimensional discontinuum numerical model (Figure 5). The tectonic shears provide a ready avenue for stress relief when a tunnel is advanced against the dip of these shears, as is the case in the EZ-B Niche. Low seismic velocities and amplitudes found near the tectonic shears suggest local weakening of the surrounding rock mass. As the advancing niche face progressively reduces the kinematic constraint of the tectonic shears, deformation along the shears are allowed. In addition, deviatoric stresses ahead of the face showed that the critical shear where stress relief commences may not necessarily be the one closest to the face. The discontinuum model with tectonic shears (Figure 5) and the continuum with the ubiquitous nature of bedding (Figure 6) also revealed unloading and large progressive σ_3 rotations may initiate as deep as 1.4–2.5 m ahead of the advancing niche face (Figure 3). Hence, damage ahead of the niche face may be accumulating progressively as the formerly compressed volume of rock is unloaded during the excavation sequence (Figure 3).

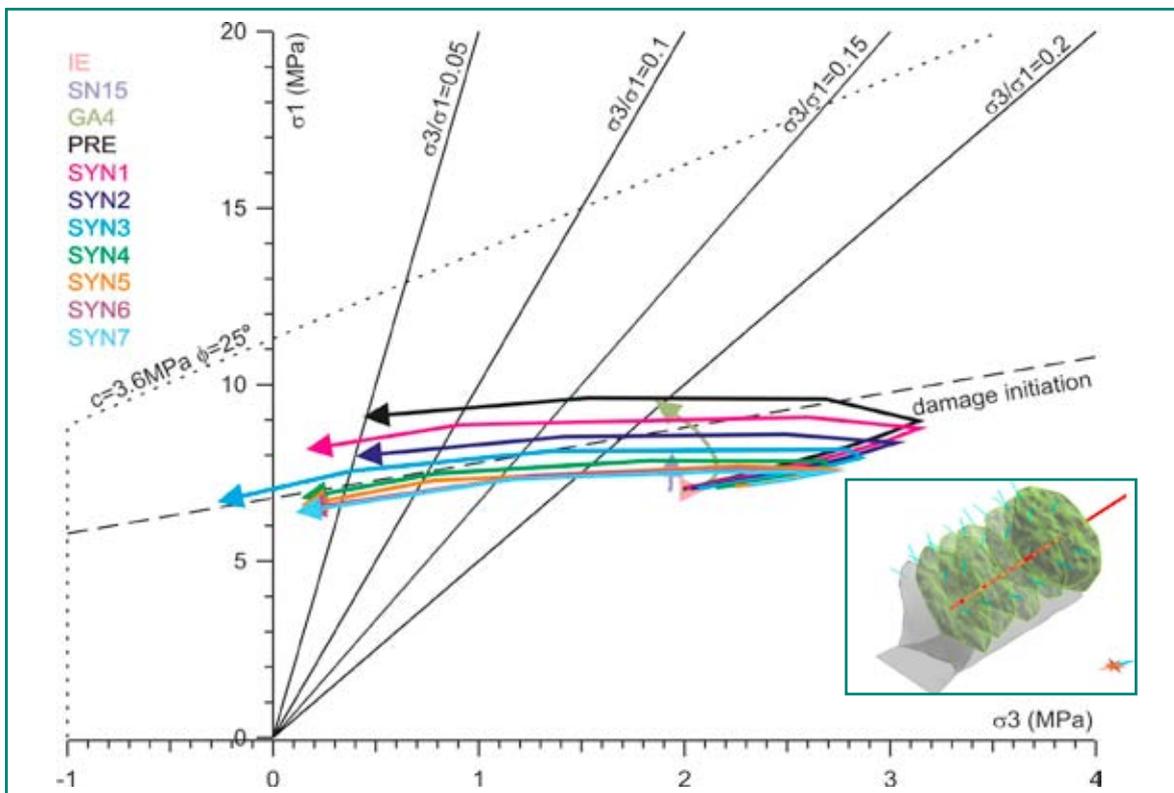


Fig. 3: Spalling limits and simulated stress distribution along borehole BEZ B3 as a function of excavation stage (arrows start at in-situ stress levels of 2 & 7 MPa, then increase in confining stress σ_3 , and then reverse to reach low stress ratios when approaching the niche faces).

Results from this investigation exemplify the need to consider the rock mass anisotropy in addition to the intact rock anisotropy if the process of damage is to be understood under such circumstances. In particular, assessment of rock mass behaviour in situations where the excavation direction is against the dip of significant geological structures requires incorporation of the corresponding significant structures. Consideration of the tectonic shears and distance from Gallery 04 was necessary to understand both the state and extent of damage ahead of the niche face.

3. Excavation Induced Perturbations round the EZ-B Niche

Excavation-induced perturbations around the EZ-B niche after niche excavation was investigated by integrating data from post-excitation boreholes drilled in two vertical planes oriented normal to the niche axes and in a horizontal plane parallel to the niche axes. In each borehole, drillcore mapping, televiewer imaging, and induced seismic parameters were integrated in conjunction with stresses determined from numerical simulations of the excavation.

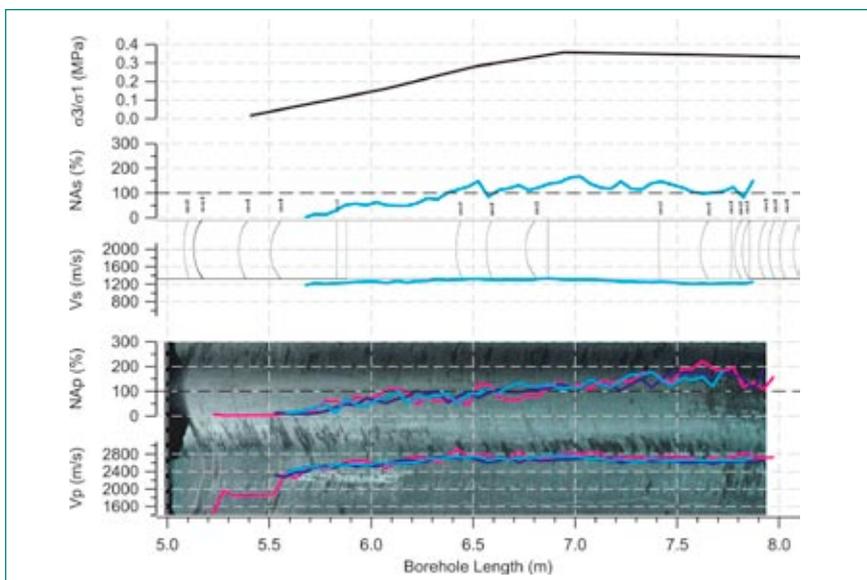


Fig. 4: Simulated stress ratios, seismic attributes (*P*- and *s*-wave velocities and amplitudes), optical televiewer and core logs (with drilling induced artificial joints) measured along borehole BEZ B3 after completion of EZ-B Niche excavation (POSTA-Logs).

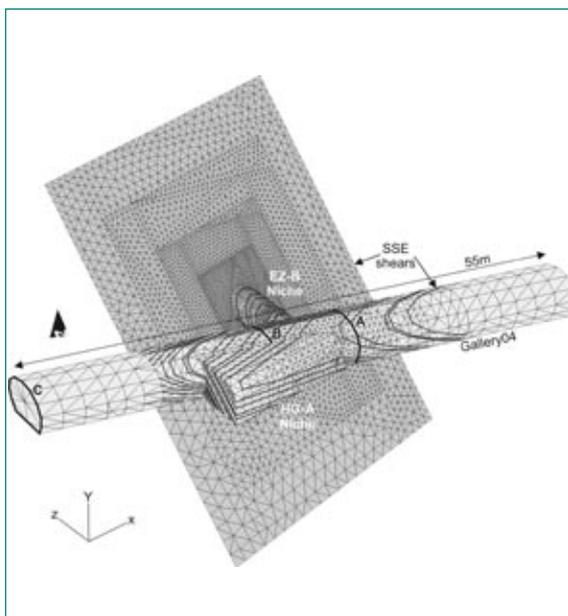


Fig. 5: Simplified view of 3D discontinuum model with excavations and tectonic shears used for the stress path analysis of Gallery 04 and the EZ-B Niche.

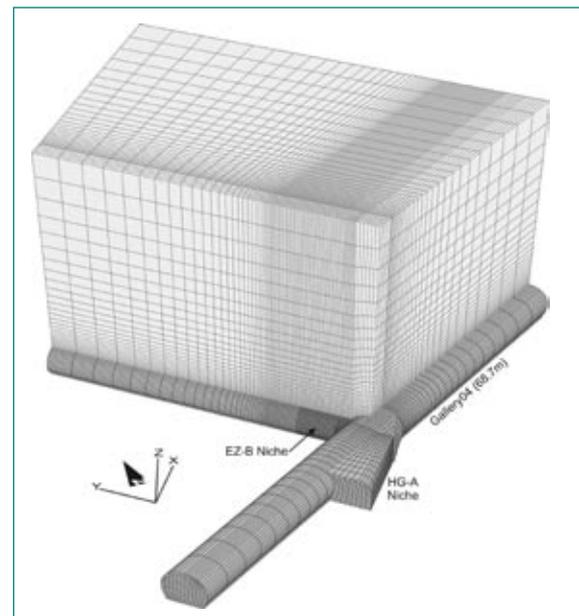


Fig. 6: Simplified view of 3D continuum model with excavations used for the stress path analysis of Gallery 04 and the EZ-B Niche.

Little induced macroscopic fracturing was observed in drillcore mapping and DOPTV images. These fractures were mostly constrained to the first 20 cm and oriented parallel with bedding (Figure 7). The integration of seismic data indicates the zone of perturbation around the niche is about 0.5–0.6 m in the sidewalls, above the crown, and at the corners in the face. A larger zone was detected below the invert (1 m) and in the centre of the face (0.7–0.8 m).

To understand the limited induced macro-fracturing around the niche, elastic stress path analyses from three-

dimensional numerical modelling were undertaken. σ_3/σ_1 -stress ratios show that damage increases from far-field to near-field, and explain most of the observations made in the post-excitation boreholes. In most radial boreholes induced stresses were high enough to initiate micro-cracking, but the macro-damage threshold of the rock mass was only reached close to the excavation boundary (Figure 8).

In the post-excitation stage, two additional boreholes (BEZ-B18 and B19) were drilled in the face. The first three seismic post-excitation measurement campaigns

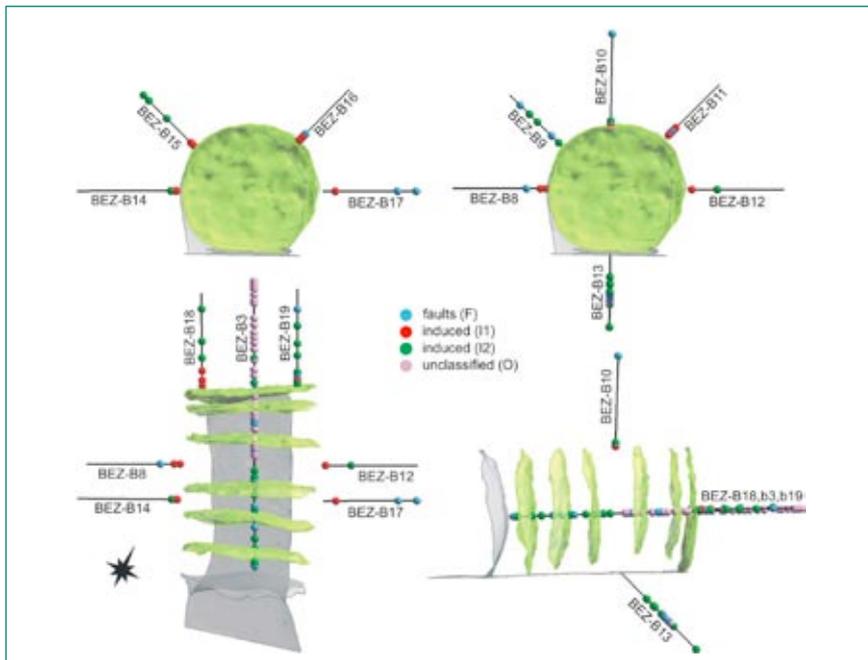


Fig. 7: Classification of the fractures mapped in the boreholes. The two vertical planes are shown in the top plots, looking at the face. The horizontal plane is viewed in plan in the lower left and the lower right is a longitudinal section looking southwest.

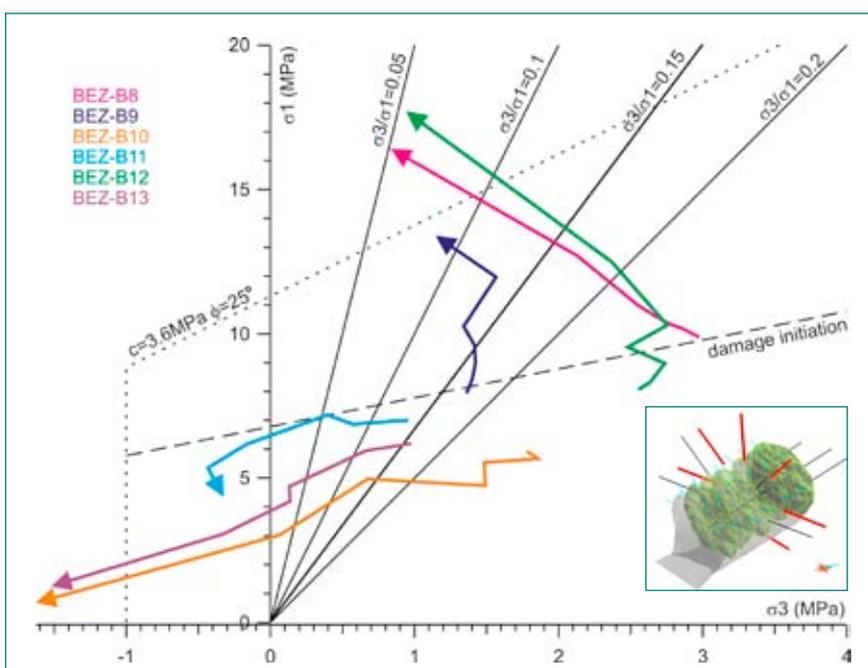


Fig. 8: Spalling limits and simulated stress distribution along radial boreholes BEZ B8-B13 (arrows start at borehole final depth and end at borehole collar).

considered in this report were carried out 25 to 33 days after the last syn-excavation measurement Syn6 (PostA), 88 to 91 days after Syn6 (PostB), and 257 to 264 days after Syn6 (PostC). Seismic parameters derived from all the post-excavation measurement campaigns in BEZ-B3 were compared with those obtained at Syn6 (Figure 9). While some local variations can be seen, little overall change is seen along the entire borehole length. The most noticeable difference between the post-excavation measurements and Syn6 is a decrease in the V_p/V_s ratio up to 6.2–6.3 m in Figure 9.

National Cooperation

HSK funds the EZ-B Experiment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity. The Institute of Geodesy and Photogrammetry of ETH has furnished instrumentation and human resources for the measurement of the displacements through a collaborative effort. Geological mapping of the tectonic and

induced structures was performed by the Geotechnical Institute through a contractual agreement.

International Cooperation

The institutions cooperating with the Chair of Engineering Geology at ETH and HSK are the following: 1) Laurentian University, Canada, through Prof. Peter Kaiser; 2) Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Germany; 3) Gesellschaft für Reaktorforschung und Sicherheit (GRS), Germany; 4) National Research Council, Italy; 5) FRA-COM Ltd., Finland.

Assessment of 2007 and Perspectives for 2008

During this project, most of the scientific goals could be reached. The success of this project was primarily the result of a very fruitful and rigorous integration of geologi-

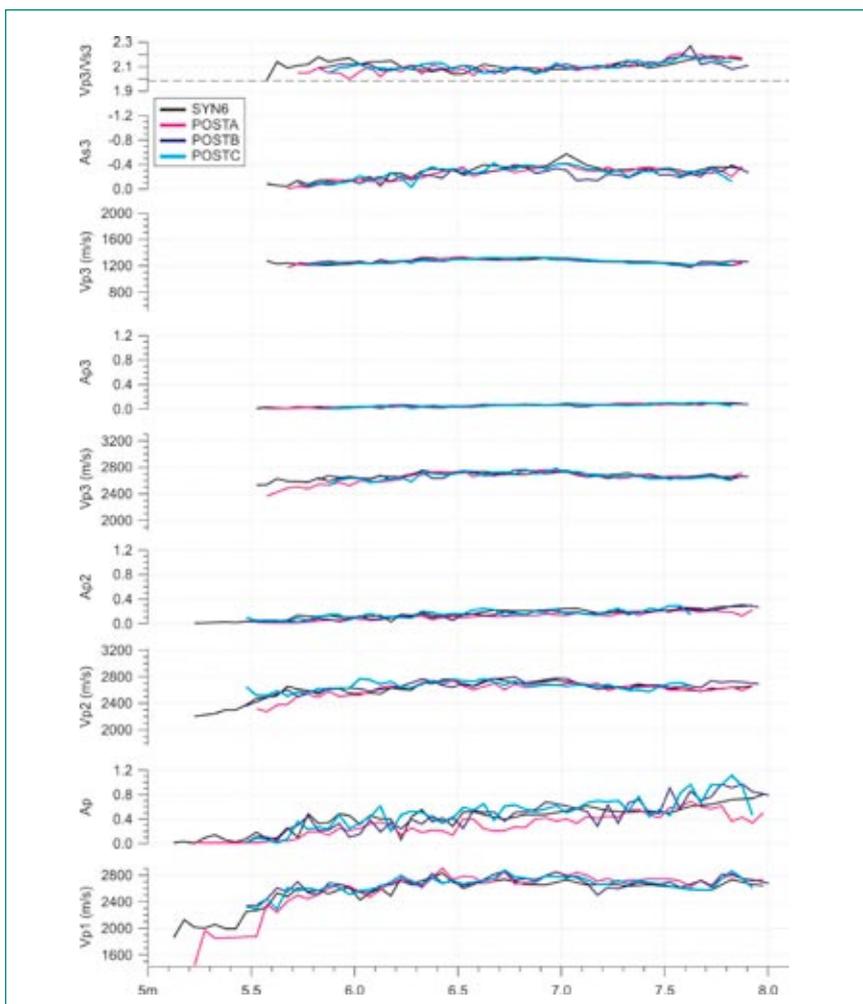


Fig. 9: Seismic parameters derived from post-excavation measurements made along the east borehole wall of BEZ-B3 include: P-wave velocities (V_p) and amplitudes (A_p) for all three channels (1 to 3) and S-wave velocities (V_s) and amplitudes (A_s) only for channel3. Profiles corresponding to Syn6 are included as a reference point.

cal, geophysical and geodetic field data with modern rock mechanical theories and 3D numerical modeling. The results are significant since they relate to a new description of critical rock mass behaviour and excavation induced damage at Mont Terri and the application of new criteria for the evaluation and prediction of damage around an excavation in the Opalinus Clay. The strength properties of the tectonic shears are unknown. As a result, the values used in this investigation were back-calculated. Consequently, it would be prudent to determine the strength properties of the tectonic shears in future investigations.

This work also illustrated the potential in utilising seismic measurements not only for characterisation but also for gaining an understanding of damage processes. In the case of the EZ-B Niche, where field evidence for macro-damage was limited, the seismic data provided a means for identifying smaller-scale rock mass damage. Due to the difficulty of drillcore mapping in a rock with well-developed bedding planes, such as the Opalinus Clay at Mont Terri, seismic measurements may also prove

to be a useful in the identification of induced fractures. In this regard, the televiewer is also a powerful tool for identifying sufficiently opened fractures.

The preceding numerical analysis is a first attempt at understanding the rock mass response to the niche excavation. Further analyses are required to fully understand the field observations. In particular, future work needs to consider the impact of desaturation and pore pressures through the consideration of coupled processes.

References

- [1] *S. Yong, 2007, A three-dimensional analysis of excavation induced perturbations in the Opalinus Clay at the Mont Terri Rock Laboratory. PhD Thesis submitted to ETH Zurich, Draft December 2007.*
- [2] *F. Lemy, S. Yong, T. Schulz, 2007 Assessment of laser-based displacement mapping in an underground opening. 1st Canada-U.S. Rock Mechanics Symposium, Vancouver, May 2007.*

Human Reliability Analysis

Author	V.N. Dang
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet Address	056 310 2967, vinh.dang@psi.ch, safe.web.psi.ch
Duration of Project	2006 to 2008

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 2007, the topics addressed in the project and results achieved include:

- User guidance for the application of the CESA method to identify EOCs was developed, supplementing the earlier documentation of the principles and basic method steps. Based on a literature review of both methods and applications and a comparison of CESA with other methods, two minor but worthwhile modifications to the CESA method were incorporated. First, the use of the plant-specific PSA results related to importance was modified to improve the prioritization of the scenarios in the identification (search) process. Secondly, the catalog of personnel actions used in the identification process was extended to include actions based on training rather than focusing exclusively on the actions in the procedures.
- The dynamic development of accident sequences arising from the interactions of operator performance and plant response is treated in a sometimes strongly simplified manner when using fault

tree and event tree analysis methods for Probabilistic Safety Assessment. One alternative is simulation-based analysis. The development of the simulation model of the operator focused on defining the scope and key behaviours of the operators, focusing on the interplay between following a procedure and assessing the state of the system based on knowledge and training. A new representation of the procedures to be connected to the operator model has been developed, implemented, and tested.

- A diversity of HRA methods are in use today and differences are frequently seen in the results obtained using different methods. PSI participated in a major international study that aims to evaluate the methods and their performance by comparing their predictions with data collected on operating crew responses in emergency scenarios in a simulator setting. In the steering and assessment groups for the study, project staff contributed to the design of the study methodology and its coordination. Along with 13 other teams of HRA analysts, project staff also participated as an HRA analysis team in the pilot phase completed in 2007, applying PSI's CESA (Commission Error Search and Assessment) methodology. The comparison results were presented for review to all teams at a workshop. The feedback has been very positive both on the method insights obtained in the study so far as well as on the comparison methodology. The many partner organizations involved in this work expressed firm support for the continuation of this work in 2008.

Project Goals

Human performance is central to the safe and reliable operation of nuclear power plants and other complex systems. The critical contributions of personnel to both safety and risk are recurrently highlighted in the experience in various industries. 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 2007, the three main goals were:

EOC Methodology – Identification and Quantification

1. Develop user guidance for the application of PSI's Commission Error Search and Assessment (CESA) method, addressing the identification and quantification of EOCs.

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). During this year, these tasks addressed 1) the review of the HRAs in the Leibstadt PSA, the scope of which included both full-power operation and low power and shutdown conditions; 2) a review of the procedural guidance for the same nuclear power plant; and 3) the follow-up evaluation of issues related to the HRA in the Beznau PSA. 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. Initiate a plant-specific study to identify potential EOC vulnerabilities for a Swiss plant.

Dynamic Scenario Analysis – Tool, Models, and Case Study

3. Connect the dynamic scenario analysis tool to a thermal-hydraulic simulation code for which plant-specific models are available and test the interactions of the operator model with the plant model.

The work related to the second EOC pilot study was postponed to 2008. This modification of the work foreseen for 2007 was motivated by a) the move of a senior researcher, Dr. B. Reer, from his position at PSI to HSK; and b) the participation of project staff in the International HRA Empirical Study, a major effort to evaluate HRA methods.

International HRA Empirical Study

The aim of the Empirical Study, which started at the end of 2006, is to assess the quality of HRA methods based on simulator data. Participation in the Empirical Study was prioritized for several reasons. 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 this purpose, which would otherwise require massive 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 research.

Work Carried Out and Results Obtained

The description of the work and results follows the structure of the project goals for 2007.

EOC Methodology – Identification and Quantification

The CESA methodology for EOCs consists of two parts: an identification method applied in an earlier pilot study (cf. [1]) and a more recent quantification method for estimating the probabilities of EOCs, which is outlined in [2]. The specific part of the CESA method for EOC quantification is referred to as CESA-Q.

To evaluate the developments in the field that have occurred parallel or subsequent to the publication of PSI's CESA method and to consider potential improvements to CESA, two literature reviews were performed, covering new (proposed) methods, methods for which there are applications, and the results of applications of these methods. With respect to EOC identification, the review supported the identification strategy used in the CESA method. In addition, it suggested two minor but worthwhile modifications to the CESA method. First, the use of the plant-specific PSA results related to importance was modified to improve the prioritization of the scenarios in the identification (search) process. Secondly, the catalog of personnel actions used in the identification process was extended to include actions based on training rather than focusing exclusively on the actions in the procedures. These reviews were documented in a report [3]. The review on the state of EOC identification is in press as a journal publication [4]. A second part, addressing the advances in EOC quantification, is also in press [5]. While the principles and basic steps of the CESA method were documented earlier [1], user guidance for the application of CESA to identify EOCs was developed and published as a report [6].

Concerning EOC quantification, the literature review yielded 17 categories of personnel actions and examples of associated EOC situations. These represent a set of diverse EOC situations that the CESA quantification method (or any EOC quantification method) must be able to handle. The characteristics of these actions and situations can be viewed as requirements on an EOC quantification method; in other words, an EOC quantification method should be able to address these. These requirements will be used later to evaluate the quantification method in CESA (CESA-Q).

EOC Pilot Study II

As noted in the presentation of 2007 goals, this task to analyze potential EOC vulnerabilities for a Swiss plant was postponed to 2008 and priority was given to the International HRA Empirical Study. The final part of this section, further below, reports on the work related to the Empirical Study.

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. The purpose of dynamic scenario analysis tool is to allow plant and operator responses to be simulated jointly, providing a better understanding of scenarios, their evolution, and the associated human performance conditions. This understanding supports better HRA analyses, including the analysis of potential EOCs. The framework of the scenario analysis tool is based on the *ADS* (Accident Dynamic Simulator) software tool, which implements the dynamic event tree methodology. The development of the *ADS* software is performed within a continuing cooperation between PSI and the University of Maryland. In 2007, the project goals in this area were to connect the dynamic scenario analysis tool to a thermal-hydraulic simulation code and to test the interactions of the operator model with this plant model.

The motivation of this goal was to enable *ADS* to be used with a new thermal-hydraulic code, in place of the *RELAP5* code that recent *ADS* models have used. However, an evaluation for the plant of interest found that the model most suitable for this work was a *RELAP5* model, in terms of the available input decks and the scope of the plant-specific model. Therefore, a decision was made to continue to use *RELAP5* with *ADS* within this research, so that the testing of the interactions between operator model and plant model, foreseen for 2007, was no longer needed. On the other hand, work is still needed to add control and safety systems to the inputs representing the Swiss plant. This extension is now planned for 2008.

The work during 2007 therefore focused on the development of the model of the operating crew. A literature review on studies reporting on the use of procedures by operating crews in nuclear power plants was completed. The review of the operator model previously implemented in the *ADS* tool showed that the existing treatment of procedures and procedure-following behaviours, while generally adequate for the knowledge-based response emphasized in the previous work, would need substantial modification. At the same time, an examination of the implementation (in software code) of this model showed that modifying the existing model of the procedures and of procedure-following behaviour would be quite difficult.

A conceptual model of operator response, focusing on the interaction of the operators' procedure-following with the evolution of their understanding of the plant (evolution of situation assessment or diagnosis) and their response-planning, was outlined. This conceptual model provides a basis for progressively developing, implement-

ing, and testing the model. At this time, a new, improved representation of the procedures has been developed, implemented, and tested. A significant improvement of this implementation is its replacement of a general text file inputs with one based on the Extensible Markup Language (XML), a standard soft-ware language today. Its particular advantage in this application is that a) the language provides for the possibility to check whether the procedures as represented in the input files satisfy the defined grammar (whether it is correctly formed) b) readily available software exists to perform these checks. The advantage provided by XML is expected to apply to other types of ADS model inputs as well.

Separately, a scenario for the case study application of the dynamic analysis tool was selected, following up the identification of candidate scenarios from the plant's probabilistic safety study and discussion with plant experts. A small Loss-of-Coolant (small LOCA) accident induced by an earthquake was selected. This scenario was selected because the operator response is risk-significant while the earthquakes makes the failure of multiple defenses more probable.

The examination of the ADS software and model implementations, the new modeling and implementation of the procedures, and the selected scenario have been documented in draft working reports [7, 8, 9, respectively].

International HRA Empirical Study

The motivation for the Empirical Study are the differences in the scope, approach, and models underlying the diversity of established and more recent HRA methods. These differences have led to a significant interest in assessing the performance of HRA methods. As an initial step in this direction, this international study was organized to examine the methods in light of data, aiming to develop an empirically-based understanding of their performance, strengths, and weaknesses. The focus of the study is to compare the findings obtained in a specific set of simulator studies with the outcomes predicted in HRA analyses.

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 scenar-

ios in a simulator facility (the Hammlab experimental simulator in Halden).

- and the comparison of the HRA results on predicted difficulties and driving factors with the difficulties and factors found in the observed performances.

Carrying out the study involves four groups of participants: 1) HRA analyst teams that perform the predictive analyses, 2) the crews of licensed operators whose performance was observed and recorded in the simulator, 3) the Halden project staff who carried out the simulator study and performed the analysis of the crew performance data, and 4) an assessment and comparison group. The task of the assessment group was to provide the «reference» inputs (information package) to the HRA analyst teams, to review the teams' submitted analyses and predictions, and to compare these predictions with the experimental outcomes observed in the simulator. Figure 1 provides an overview of the study design, where the HRA teams' tasks appear on the left and the tasks related to the simulator study and data analysis appear on the right.

The tasks performed in 2007 aimed a) to establish the methodology for the comparison, e.g. the protocols for interacting with the HRA analyst teams, the information exchanged, and the methods for the data analysis and comparison; and b) to test the comparison methodology with expert teams submitting predictive HRA analyses for evaluation against the data. In this way, initial results concerning the HRA methods as well as feedback on the comparison methodology itself were obtained.

Major tasks completed in 2007 included the information package for the HRA teams in January, clarification and additional information exchange between the assessment group and HRA teams leading up to the submission of their final analyses in April. The analysis of the «measurements» and data from the simulator sessions were analyzed through June. The review of the team submissions began mid-year and culminated in a draft report distributed to the HRA teams in October [10]. The U.S. Nuclear Regulatory Commission hosted a workshop attended by the assessment group, Halden staff, and all HRA teams to review the results, obtain feedback on the study methodology, and plan the follow-on work.

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. Podofillini and B. Reer 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».)

In this phase of the Empirical Study, two Steam Generator Tube Rupture scenarios were defined, specifically a straightforward or «base» scenario and a more difficult or «complex» scenario. The base scenario includes four main operator actions while the complex scenario included five operator actions. The HRA analysis teams applied their chosen HRA method to analyze qualitatively and quantitatively the failure of these actions (9 actions or «human failure events» in total). The qualitative results of their analyses, i.e. their predictions, identify the scenario features and performance factors that would most contribute to the failures of these actions (or support success). Their quantitative results are the estimated human error probabilities, which are a measure of the difficulty of an action. On the empirical side, the data collected on the crews' performance in these scenarios is analyzed to identify the scenario features and factors that were observed or inferred to cause difficulties for the operators, leading to delays in completing the actions or to failures to complete the actions in time. At the qualitative level, the predicted features and fac-

tors from each HRA analysis of an action are compared with the features and factors observed in the data for that action.

In view of the ambitious schedule and the desire to obtain feedback from the HRA analyst teams early in the study, the comparison in this first pilot phase was limited to two actions defined in the scenarios, the identification and isolation of the faulted steam generator in the base and complex scenarios respectively. For each action, the prediction results are compared with the results from the observations. It is worth noting that the scenarios were defined to a large degree during the preparatory stages of the Empirical Study in 2006. In addition, the simulator studies with the operator crews were carried out in late 2006. To avoid biasing the comparison, the assessment group and HRA teams were not provided information of any kind on the simulator observations until after the review of the HRA team submissions were completed. The second pilot phase planned for 2008 will address the remaining actions in the two SGTR scenarios and include the comparison in quantitative terms, in other words, it will address how well the HEPs estimated by an HRA method correlate with the level of difficulty observed in the empirical data for these actions.

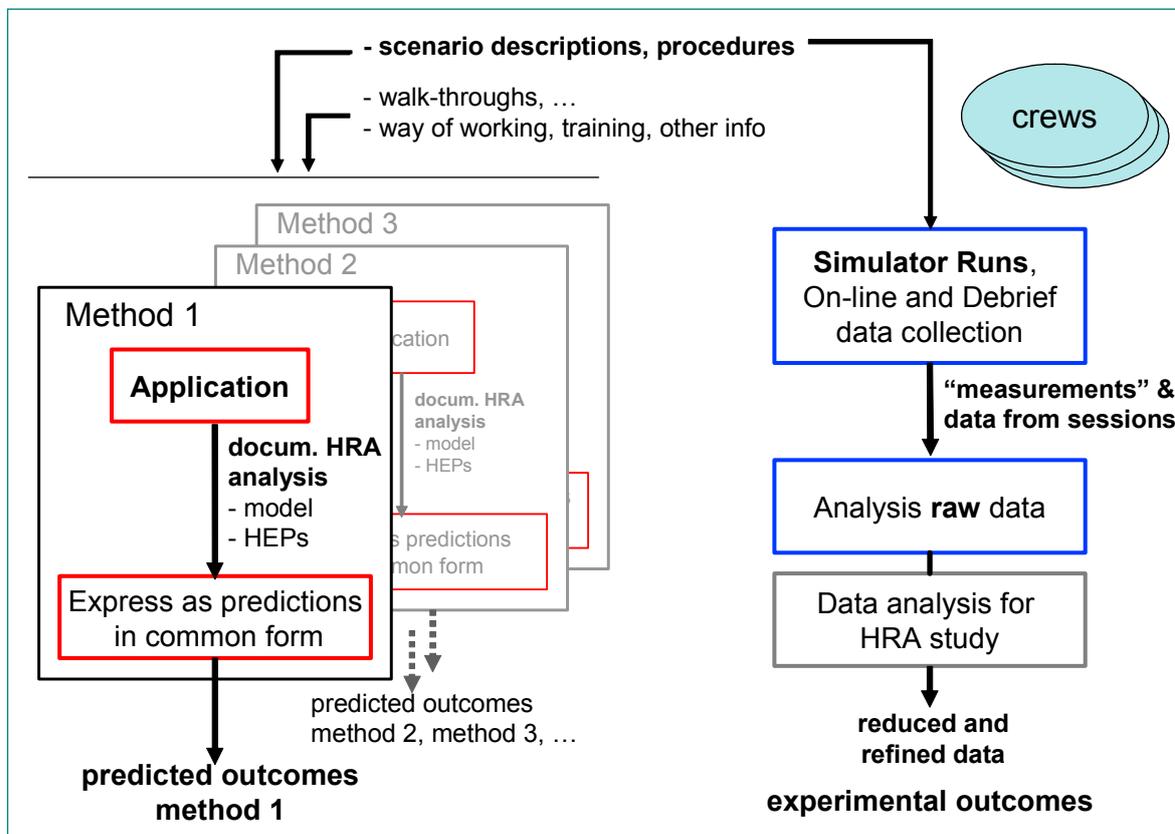


Fig. 1: The International HRA Empirical Study.

The findings of the 2007 work on the Empirical Study are:

- The study methodology was generally very positively evaluated by the HRA analyst teams. With minor modifications, it will be used in the follow-on work.
- The simulator data and the observations of specific crew behaviors provide a strong empirical and technical basis for the evaluation of the methods.
- The data and observations support insights concerning the HRA methods that are promising in terms of identifying areas where the methods can be improved.
- An important result with respect to the human error probabilities predicted by the methods is that they show less variability than in previous HRA method comparisons (most of these did not use simulator data). This can be at least partially credited to the study supporting more consistent assumptions.
- In the analyses of the two actions treated in the comparison, the CESA method performed well on the qualitative findings. Nevertheless, comparing predictions with a set of actual crew performances in the simulator has provided a number of insights on the CESA method. For instance, in treating the factor «time», CESA focuses on the effect of time pressure on the quality of decision-making. The effect of «running out of time» while making correct decisions as guided by a procedure needs to be better treated.
- Generally, the data from a set of actual crew performances, with a distribution of performance levels (quality) and behaviors that can be contrasted with one another, is very useful. Although an empirical model of performance needs to be based on far more than one scenario (two variants of one scenario in this case), this data contributes to such a model. This should lead to improvements in CESA as well as other HRA methods.
- Finally, the study has provided an opportunity not only to compare CESA's predictions with empirical data but also to compare HRA methods and their resulting analyses on the same set of actions. In particular, when performed in the context of empirical data, a method comparison has the added value that there is a shared basis (the data) for understanding the scope of each factor considered by a method and how the method treats these in detail.

In addition to the draft report presenting the methodology and results of the first pilot phase [10], which is being revised to account for the HRA team comments for publication in 2008, a number of publications were presented at various conferences throughout the progress of the work [11, 12, 13].

Other HRA-Related Research

Expert judgments are required in many areas of risk analysis where the relevant factors and their relationships are complex and the data are insufficient as a basis for either a statistical estimate or for constructing an empirical model with which estimates may be obtained. In HRA, expert judgment is an important component in the quantification of EOCs and of diagnosis or decision failures more generally. In one of the common ways in which expert judgment is used, one or more experts are asked to estimate one or more variables of interest on specific cases. Previous work in expert judgment has emphasized the processes for eliciting estimates of variables of interest (directly) from experts.

The objective of this research is to obtain a methodology for developing models that, when provided with the same inputs as an expert, would reproduce the experts' reasoning. Such a model may be viewed as a model of the expert (of the expert's reasoning) and referred to as an «expert model». This is a newer approach intended to be applied when direct expert judgment elicitation may be too expensive to justify. Secondly, the expert model has the potential for improving the internal consistency of the estimates, in particular, when a moderate or large number of estimates are needed. This work is the subject of a cooperation with the Polytechnic of Milan, Italy.

The answers to the questions or problems to be addressed by expert judgment often depend on a large number of factors or inputs. In addition, the relationships among these factors may be strongly non-linear and their importance may vary from case-to-case. While the elements of expert models may be common, an expert model is specific to a given subject. This work in the HRA area has focused since 2006 the expert judgments underlying the assessment of dependencies among the actions in a PSA. These were selected for this research on expert judgment modeling because a) the dependency assessment can have a significant impact on the PSA results, b) there is a fair degree of consensus in the HRA literature on the relevant input factors, and c) these factors are limited in number (most methods use 3–5 main factors).

The work in 2007 focused on the preparation of articles on an approach to expert judgment modeling based on Fuzzy Expert Systems [14, 15]. It is worth noting that fuzzy expert systems refer to «expert systems» that are based on the fuzzy logic theory and that the term «expert system» does not usually refer to human

experts. In most applications of fuzzy expert systems, the system derives the rules by analyzing a large set of data with algorithms that identify possible patterns in a process referred to as «training». In contrast, in expert judgment modeling, the rules (or a subset of the rules) are elicited from human experts. After a Fuzzy Expert System representing the expert judgment model is constructed, the human experts would need to evaluate this model to determine whether it represents their judgment process or, as a minimum, deliver outcomes that would be consistent with their judgments. A second task in 2007 was to start the development of measures and visualization techniques that would support the expert in assessing the model. These tasks provide the prerequisites for the design of expert elicitation process to construct the expert model, which will be addressed in the future.

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.

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

As mentioned, the OECD Halden Reactor Project is hosting the International HRA Empirical Study. It 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). The PSI coordinates a task on Human Reliability Analysis, «Outlining a Framework for HRA Information Exchange» [16], in which regulatory, research, and industry viewpoints are represented.

As noted above, 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. A second university cooperation is with the «Politecnico di Milano» Technical University (Prof. E. Zio) on the application of risk and reliability methods and algorithms in connection with HRA and dynamic reliability problems. Currently, the focus concerns the expert modeling work.

Assessment 2007 and Perspectives for 2008

This section is structured according to the project areas.

EOC methodology – identification and quantification

1. Develop user guidance for the application of PSI's Commission Error Search and Assessment (CESA) method, addressing the identification and quantification of EOCs.

User guidance for the identification of EOCs with the CESA method was developed and published as a report [6] following the comparison of the CESA identification method with other identification methods [3, 4], which did not identify essential shortcomings. Consequently, this user guidance will be used in the EOC pilot study II, starting in 2008.

With regard to EOC quantification, the performance of the CESA quantification method (CESA-Q) is being analyzed based on its application in the International Empirical HRA Study. As a result, the user guidance for the quantification of EOCs with the CESA method will be completed after this analysis. The 2008 work on CESA-Q will concentrate on deriving the insights from the CESA application in the study and obtaining the implications for improving CESA-Q.

EOC Pilot Study II

2. Initiate a plant-specific study to identify potential EOC vulnerabilities for a Swiss plant

As noted in the presentation of 2007 goals, this work was postponed to 2008.

Dynamic Scenario Analysis – Tool, Models, and Case Study

3. Connect the dynamic scenario analysis tool to a thermal-hydraulic simulation code for which plant-specific models are available and test the interactions of the operator model with the plant model.

As noted in «Work Carried Out and Results Obtained», the decision not to use a different plant model (thermal-hydraulic code) shifted the focus of the work to operator model development. The literature review and review of the existing model implementation supported a decision to re-implement the elements of the model related to procedures and procedure-following. This extends the scope of the operator modeling task. While the new implementation of the model represents a change in the work plan, progress has been better than expected. In part, this is because it has provided the opportunity to introduce Extensible Markup Language programming technology to ADS. The goals of the work in 2008 center on a) developing the inputs specific to the Swiss plant and b) performing simulation analyses with progressive upgrades of the operator model.

International HRA Empirical Study

Within the steering and assessment group of the International HRA Empirical Study, develop the comparison methodology, prepare the information packages for the HRA analysis teams, and perform the comparison of observed performance with the performance predicted in the HRA analyses.

The main goal of this work was to establish and test the methodology for an empirically-based evaluation of HRA methods. A study involving 14 HRA analyst teams, applying 15 HRA methods, was carried out. The results of the first pilot phase were documented in a draft report [10] and presented at a workshop to the HRA analyst teams. The feedback on the study and its methodology, one of the objectives of the workshop, was strongly positive. A majority of teams indicated that they will support the follow-on work.

Two factors were particularly important for the success of this effort so far. First, the resources and broad range of expertise needed to carry out this type of work were available. This includes expertise not only in HRA but also in the performance of simulator studies and in plant operations. In addition, besides the HRA research community, the interests and perspectives of regulators as well as industry have been taken into account. Second, the data collected in the Halden simulator is not linked to a specific organization and can therefore be shared and openly discussed by all participants. This shared data has allowed the comparison to be made in a detailed and substantive manner, referring to specific observed crew behaviours and overcoming some of the terminological differences among the methods.

Participation in the International Empirical Study as an HRA analysis team. Application of the CESA HRA method for the Human Failure Events in the defined scenarios.

PSI's CESA method performed well on the qualitative aspects of the exercise, i.e. how well the methods predicted what elements of the actions may be challenging. These qualitative aspects were the main emphasis in this phase of the study; currently, the assessment group is planning to treat the more quantitative aspects in the next phase. The empirical data, consisting of systematic observations of the performances of multiple crews on the same scenarios, have been useful in deriving insights on potential improvements of the CESA method.

Separately, the inclusion of CESA in the study has made the method better known in the HRA community. Together with US NRC's ATHEANA and EDF's MERMOS

methods, CESA represents the newer methods that are more detailed. While the comparison of methods is not the focus of the HRA Empirical Study, it is nevertheless a motivation for a number of participants. In this context, CESA has been shown to be a potential alternative method.

For 2008, there is a broad-based support for the International HRA Empirical Study. The goals are to perform the comparison for the remaining actions in the first scenario (base and complex variants of a scenario) and to carry out a complete study for a second scenario (again, two scenario variants), with a workshop for the presentation of results tentatively planned for end 2008. By making full use of all of the currently available data and addressing a more comprehensive set of human actions, the work in the next phases will ensure the generalizability of the findings.

References

- [1] *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.
- [2] *B. Reer, V.N. Dang*: A Technique for Scaling of Decision Error Opportunities Based on Situational Features Identified from Operational Events, in: M. G. Stamatielatos and H. S. Blackman (eds.), *Proc. of the 8th International Conference on Probabilistic Safety Assessment & Management (PSAM8)*, New Orleans, USA, May 15–18, 2006, ASME Press, New York, CD-ROM, ISBN 0791802442.
- [3] *B. Reer*: Human Reliability Analysis of Errors of Commission: A Review of Methods and Applications, *PSI-Bericht 07-04*, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Wurenlingen and Villigen, June 2007.
- [4] *B. Reer*: Review of advances in human reliability analysis of errors of commission, Part 1: EOC identification, *Reliability Engineering and System Safety*, In Press, Available online 3 August 2007, doi:10.1016/j.ress.2007.07.005.
- [5] *B. Reer*: Review of advances in human reliability analysis of errors of commission – Part 2: EOC quantification, *Reliability Engineering and System Safety*, In Press, Available online 13 October 2007, doi:10.1016/j.ress.2007.10.001.
- [6] *B. Reer, V.N. Dang*: The Commission Errors Search and Assessment (CESA) Method, *PSI-Bericht 07-03*, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Wurenlingen and Villigen, May 2007.
- [7] *D. Mercurio*: Documentation for the ADS Dynamic Event Tree Software Tool, draft, 2007.
- [8] *D. Mercurio*: Representation and Implementation of Procedures in ADS, draft, Nov. 2007.
- [9] *D. Mercurio*: Description and Selection Criteria for the Case Study Scenario, draft, Nov. 2007.
- [10] *E. Lois, V.N. Dang, J. Forester, H. Broberg, S. Massaiu, M. Hildebrandt, P.Ø. Braarud, G. Parry, J. Julius, R. Boring, I. Männistö, A. Bye*: International HRA Empirical Study – Description of Overall Approach and First Pilot Results from Comparing HRA Methods to Simulator Data, *HWR-844*, draft report (working material), October 2007.
- [11] *V.N. Dang, A. Bye*: Evaluating HRA Methods in Light of Simulator Findings: Study Overview and Issues for an Empirical Test, *Proc. of the Enlarged Halden Programme Group (EHPG) Meeting, Storefjell, Norway*, 11–16 Mar 2007.
- [12] *V.N. Dang, A. Bye, E. Lois, J. Forester, A.M. Kolaczowski, P.Ø. Braarud*: An Empirical Study of HRA Methods – Overall Design and Issues, *Proc. 2007 8th IEEE Conference on Human Factors and Power Plants (8th HFPP)*, Monterey, CA, USA, 26–31 Aug 2007.
- [13] *J. Forester, A. Kolaczowski, V.N. Dang, E. Lois*: Human Reliability Analysis (HRA) in the Context of HRA Testing with Empirical Data, *Proc. 2007 8th IEEE Conference on Human Factors and Power Plants (8th HFPP)*, Monterey, CA, USA, 26–31 Aug 2007.
- [14] *L. Podofillini, V.N. Dang, E. Zio, P. Baraldi, M. Librizzi*: Using models to incorporate expert knowledge in human reliability analysis – a dependence assessment method, submitted to *Risk Analysis*, June 2007.
- [15] *E. Zio, P. Baraldi, M. Librizzi, L. Podofillini, V.N. Dang*: A Fuzzy Expert System for modeling dependence among human errors, *Fuzzy Sets and Systems*, accepted Sep. 2007.
- [16] *V.N. Dang*: Outlining a Framework for HRA Information Exchange, Proposal for Task 2002(1) of the Working Group on Risk Assessment, *OECD Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations*, June 2002.

Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW

Erste Ergebnisse

Autor und Koautor	lic. phil. Sandra Schumacher, Prof. Dr. Martin Kleinmann
Beauftragte Institution	Universität Zürich, Psychologisches Institut Arbeits- und Organisationspsychologie
Adresse	Binzmühlestrasse 14, 8050 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	0041 44 635 72 15
Dauer des Projekts	1. August 2005 bis 31. Mai 2009

ZUSAMMENFASSUNG

Der Faktor Mensch ist ein wichtiger Aspekt bei der Sicherheit von Kernkraftwerken. Schätzungen gehen davon aus, dass zwischen 20–70 % aller Systemfehler in KKW durch den Mensch verursacht werden.

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 und somit die Fehlerrate verringern kann. Allen diesen Massnahmen liegen jedoch Kenntnisse über die für einen Job relevanten Fähigkeitsanforderungen und deren Ausprägung zugrunde.

Ziel unserer Arbeit ist, auf der Basis der neusten Befunde aus dem Gebiet der Anforderungsanalyse ein Instrument zu konstruieren, mit dessen Hilfe die Anforderungsprofile des Schichtpersonals von Kernkraftwerken relativ einfach erfasst und aktualisiert werden können sowie die Erstellung aktueller Anforderungsprofile für die Funktionen Pikettingenieur, Schichtchef und Reaktoroperateur.

Ziel der diesjährigen Arbeit war es, die im letzten Jahr an den Werken erhobenen Befragungsdaten auszu-

werten, mit Hilfe dieser erste Anforderungsprofile zu erstellen, sowie auf der Basis der Daten Grundlagen zur Modifikation des Verfahrens zu schaffen.

Die erstellten Anforderungsprofile zeigen auf, dass die Jobs im Kontrollraum, im Bereich der sozialen und interaktiven sowie der kognitiven Fähigkeiten hohe Ausprägungen verlangen. Die psychomotorischen, physischen und sensorischen Fähigkeiten hingegen werden nur in durchschnittlichen oder geringen Ausprägungen benötigt.

Bei einem Vergleich der drei Profile (**Pikettingenieur, Schichtchef und Reaktoroperateur**) wird ersichtlich, dass sich die drei Jobs signifikant unterscheiden. Insbesondere im Bereich der kognitiven sowie sozialen und interaktiven Fähigkeiten benötigt der Reaktoroperateur eine geringere Ausprägung als der Schichtchef und der Pikettingenieur.

Auf Grund der Befragungsdaten konnten wir auch zeigen, dass die Jobinhaber den F-JAS als angemessen in der Länge, Komplexität und Schwierigkeit erachten. Auch waren die Befragten mit der Vollständigkeit der erhobenen Fähigkeiten zufrieden. Verbesserungsbedarf besteht hingegen noch im Bereich der verwendeten Begriffe und den verwendeten Ankerbeispiele.

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 KKW auf menschliche Fehler zurückzuführen sind (Bufardi, Fleishman, Morath, & McCarthy, 2000).

Dies macht deutlich, wie wichtig der Aspekt Mensch bei der Diskussion zur Sicherheit von Kernanlagen ist. Nur wenn das Personal den Anforderungen, die die Arbeit in den KKW stellt, entsprechen kann, ist ein optimaler Betrieb möglich.

Es gibt eine Reihe von Massnahmen, mit denen man die Eignung des Personals für eine bestimmte Arbeit (d.h. eine optimale Passung zwischen Fähigkeiten der Arbeitnehmer und den Anforderungen des Arbeitsplatzes) sicherstellen kann. Einerseits ist dies 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. All diesen Interventionen ist gemein, dass sie nur optimal umgesetzt werden können, wenn die Anforderungen, die der Arbeitsplatz stellt, auch bekannt sind.

Genau Kenntnis über die Anforderungen, die benötigt werden, um einen Job optimal auszuführen, sind daher notwendige Grundlage zur Sicherung der Eignung des Personals für einen Job und daher eine unumgängliche Grundlage für die Sicherheit von 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 Ende der 80-Jahre vom IAP durchgeführten Anforderungsanalysen. In der Zwischenzeit haben sich die Arbeitsbedingungen auf Grund des technischen Fortschritts verändert.

Wie schon beschrieben, sind die Kenntnisse über die Anforderungen, die ein Arbeitsplatz stellt, wichtiger Bestandteil einer umfassenden Sicherheitspolitik. Der Einsatz von Anforderungsprofilen ist jedoch nur dann sinnvoll, wenn diese dem aktuellen Stand entsprechen. Ziel unserer Arbeit ist daher, auf der Basis der neusten Befunde aus dem Gebiet der Anforderungsanalyse ein Instrument zu konstruieren, mit dessen Hilfe die Anforderungsprofile des Schichtpersonals von Kernkraftwerken relativ einfach erfasst und aktuell gehalten werden können. In diesem Rahmen werden wir ebenfalls aktuelle

Anforderungsprofile für die Funktionen Pickettingenieur, Schichtchef und Reaktoroperateur erheben.

In einem ersten Projektteil, der Mitte 2005 begann und Ende 2006 abgeschlossen wurde, bestimmten und modifizierten wir ein für unsere Fragestellung angemessenes Anforderungsanalyseverfahren. Wir begannen zudem mit einer ersten grossen Erhebung an den Werken.

In einem zweiten grossen Projektteil, der bis Ende 2007 dauerte, haben wir dann die Erhebung abgeschlossen und die Daten ausgewertet. Zudem führten wir in diesem Jahr zusätzliche Erhebungen zur Modifikation und Validierung des verwendeten Verfahrens ausserhalb der Werke durch. Diese Erhebungen sind zum momentanen Zeitpunkt noch nicht abgeschlossen.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

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 den Fleishman Job Analysis Survey (F-JAS). Da der F-JAS nur in Englisch erhältlich ist und aus dem amerikanischen Sprachraum stammt, mussten wir das Verfahren übersetzen und den schweizerischen Bedingungen anpassen. Ab Mitte 2006 konnten wir dann mit ersten Befragungen an den Werken beginnen, die wir bis Anfang 2007 abschlossen.

Der Schwerpunkt im Projektjahr 2007 lag in der Auswertung und Analyse der erhobenen Befragungsdaten sowie der weiteren Modifikation des Verfahrens.

Im Folgenden werden wir einen Einblick in die Befunde dieser ersten Erhebung geben.

Erste Erhebung an den Werken und Erstellung erster noch provisorischer Anforderungsprofile

Teilnehmer

An der Befragung nahmen insgesamt 187 Jobinhaber aus allen 5 Schweizer Kernkraftwerken teil. Dies entspricht einer repräsentativen Stichprobe von 85 % des gesamten zulassungspflichtigen Betriebspersonals an Schweizer Kernkraftwerken. Das mittlere Alter der befragten Personen betrug 47 Jahre (min. 27 bis max. 63

Jahre). Die mittlere Berufserfahrung lag bei 12 Jahren und reichte vom Anfänger bis hin zur 35-jährigen Berufserfahrung.

Verwendetes Material

F-JAS

Als arbeitsanalytisches Messinstrument verwendeten wir den «Fleishman Job Analysis Survey» (F-JAS; Fleishman, 1992) in einer deutschen, von uns modifizierten, Version. Der F-JAS erhebt 73 Fähigkeiten aus vier Fähigkeitsbereichen (kognitive Fähigkeiten, psychomotorische und physische Fähigkeiten, sensorische Fähigkeiten, interaktive und soziale Fähigkeiten). Tabelle 1 gibt einen Über-

blick 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 dann 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 Vergleichswert für die Einschätzung des Jobs dienen sollen.

<p>Kognitive Fähigkeiten</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Mündliches Verständnis 2. Schriftliches Verständnis 3. Mündlicher Ausdruck 4. Schriftlicher Ausdruck 5. Ideenreichtum 6. Originalität 7. Merkfähigkeit 8. Problemwahrnehmung 9. Mathematisches Schlussfolgern 10. Umgang mit Zahlen 11. Deduktives Schlussfolgern 12. Induktives Schlussfolgern 13. Ordnen von Informationen 14. Kategorienflexibilität 15. Geschwindigkeit der Mustererkennung 16. Flexible Mustererkennung 17. Räumliche Orientierung 18. Bildliches Vorstellungsvermögen 19. Wahrnehmungsgeschwindigkeit 20. Selektive Aufmerksamkeit 21. Mehrfacharbeit 	<ol style="list-style-type: none"> 25. Kontrolle über Geschwindigkeitsveränderungen 26. Reaktionszeit 27. Arm-Hand-Stabilität 28. Geschicklichkeit der Hand 29. Geschicklichkeit der Finger 30. Geschwindigkeit der Hand-/Finger-Bewegungen 31. Geschwindigkeit der Bewegungen von Gliedmassen 32. Statische Kraft 33. Kurzzeit-Kraft 34. Kraftausdauer 35. Kraft des Rumpfes 36. Beweglichkeit 37. Dynamische Flexibilität 38. Gesamtkörper-Koordination 39. Gleichgewichtssinn 40. Kondition <p>Sensorische Fähigkeiten</p> <ol style="list-style-type: none"> 41. Nahsicht 42. Fernsicht 43. Farbunterscheidung 44. Nachtsicht 45. Seitliches Sehvermögen 46. Tiefenwahrnehmung 47. Blend-Unempfindlichkeit 48. Hör-Sensitivität 49. Selektives Hören 50. Richtungs-Hören 	<ol style="list-style-type: none"> 51. Spracherkennung 52. Klarheit der Sprache <p>Interaktive und soziale Skalen</p> <ol style="list-style-type: none"> 53. Freundlichkeit 54. Verhaltensflexibilität 55. Koordination 56. Zuverlässigkeit 57. Durchsetzungsfähigkeit 58. Verhandlungsgeschick 59. Überzeugungskunst 60. Kontaktfähigkeit 61. Soziale Konformität 62. Soziales Feingefühl 63. Selbstbeherrschung 64. Sicheres Auftreten 65. Coaching 66. Mündliches Erfassen von Fakten 67. Leistungsmotivation 68. Offenheit für Neues 69. Selbstständigkeit 70. Beharrlichkeit 71. Vermeiden vorschneller Entscheidungen 72. Argumentation 73. Frustrationstoleranz
--	---	--

Tabelle 1: Überblick der im F-JAS verwendeten Fähigkeiten nach Fähigkeitsgruppen geordnet.

Ergänzender Fragebogen

Ergänzend zum F-JAS füllten die Befragten einen Fragebogen mit Fragen zum F-JAS selbst aus. Dabei gaben sie Antwort auf unten stehende Punkte.

Verständlichkeit

Mit diesem Item wollten wir erheben, ob der Schwierigkeitsgrad des Verfahrens den Befragten entspricht. Wir erhoben dies mit Hilfe einer 5-stufigen Skala mit den Extremausprägungen «schlecht verständlich» und «gut verständlich».

Item: «Wie empfanden Sie die Verständlichkeit des Fragebogens?»

Fragebogenlänge

Ein weiterer wichtiger Punkt für uns war die Länge des Fragebogens. Da es unser Ziel war, einen Fragebogen zu entwickeln, der es ermöglicht, die Anforderungspro-

file bei Bedarf zu aktualisieren, sollte der Aufwand für die Befragten nicht zu gross sein. Zur Erhebung dieser Fragestellung setzten wir eine 3-stufigen Skala mit den Ausprägungen «angemessen», «eher zu lang», «viel zu lang» ein.

Item: «Wie empfanden Sie die Länge des Fragebogens?»

Weitere relevante Fähigkeiten

Mit dem F-JAS kann eine breite Palette von verschiedenen Fähigkeiten erhoben werden. Um sicherzustellen, dass keine KKW spezifischen Fähigkeiten vernachlässigt wurden, befragten wir die Jobinhaber auf einer 5-stufigen Skala, wie umfassend die Fähigkeiten für den Job erhoben wurden.

Item: «Wie umfassend decken die erhobenen Fähigkeiten Ihrer Meinung nach die im Job benötigten Fähigkeiten ab?»

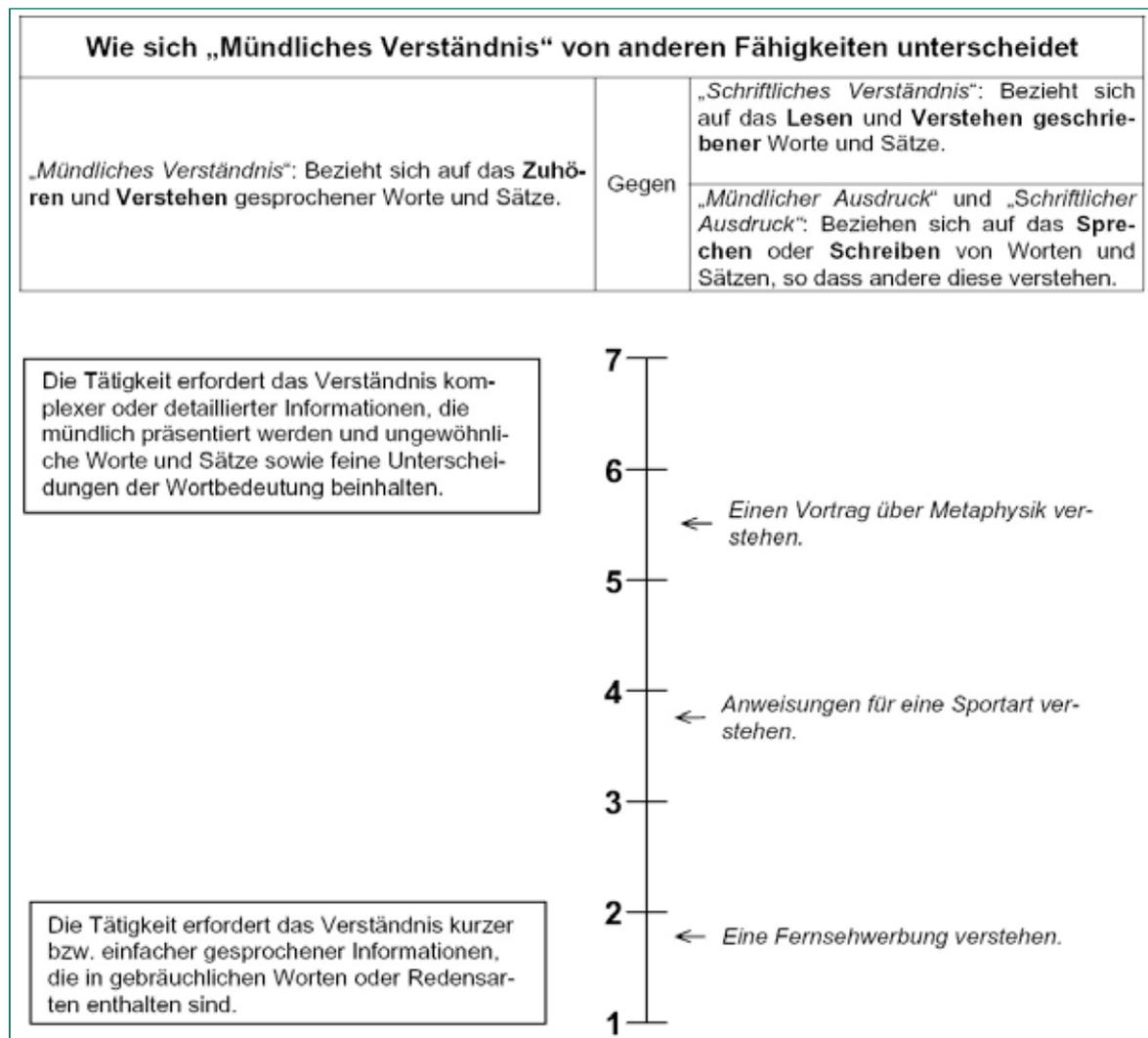


Abbildung 1: Darstellung einer Fähigkeitsskala am Beispiel der Fähigkeit «mündliches Verständnis».

Vorgehen

Im Vorfeld der Befragung der Jobinhaber führten wir einen Workshop mit fünf Experten durch, um **das Verfahren den speziellen Bedürfnissen der Werke anzupassen**. Die Expertenrunde setzte sich aus je einem Vertreter aus jedem Werk sowie einer Fachperson der HSK zusammen. Im Rahmen dieses Workshops bestimmten wir all jene Fähigkeiten, die für die drei untersuchten Jobs von Bedeutung sind. Von den 73 ursprünglichen Fähigkeiten des F-JAS wurden 52 als bedeutsam bestimmt. Eine grosse Zahl von Fähigkeiten, besonders im Bereich der psychomotorischen, physischen sowie sensorischen Fähigkeiten, konnten auf der Basis dieser Ergebnisse bei der Befragung der Jobinhaber weggelassen werden, was die Erhebungszeit stark verkürzte.

Die Jobinhaber befragten wir in kleinen Gruppen an insgesamt 20 Terminen. In einer ca. 15-minütigen Einleitung wurde den Jobinhabern der Zweck der Befragung sowie der Fragebogen erklärt, danach wurden sie angewiesen, den Fragebogen selbstständig auszufüllen. Im Anschluss an die Befragung füllten die Jobinhaber noch den ergänzenden Fragebogen zum F-JAS selbst aus.

Reliabilität des Verfahrens

In unserer Erhebung fanden wir Intraclass-Korrelationen (ICC, umgerechnet auf 15 Personen) von 0.96 die Pikett-ingenieure, 0.93 für die Schichtchefs und 0.91 für die Reaktoroperatoren. Diese sehr hohen Werte sind ein klares Zeichen für die hohe Qualität unserer Erhebung und des verwendeten Verfahrens.

Befunde

Anforderungsprofil

Im Folgenden sind die Anforderungsprofile grafisch dargestellt. Die Profile sind aufgeteilt nach Fähigkeitskategorien. Wie man den Abbildungen 2, 3 und 4 entnehmen kann, werden die kognitiven und die sozialen und interaktiven Fähigkeiten in höheren Ausprägungen verlangt als die psychomotorischen/physischen und sensorischen Fähigkeiten. Nach Fleishman und Reilly (1992 S.10) sind insbesondere Fähigkeiten mit einer Ausprägung höher als 4 für das Ausüben des Jobs relevant. Dies bedeutet für die kognitiven Fähigkeiten, dass 11 von 16 erhobenen Fähigkeiten und bei den sozialen und interaktiven 18 der 19 Fähigkeiten für die Jobs im Kontrollraum relevant sind. Bei den psychomotorischen/physischen und sensorischen weisen nur 4 der 16 erhobenen Fähigkeiten Werte über 4 auf.

Hohe Ausprägungen (über 5) weisen bei den sozialen und interaktiven Fähigkeiten alle drei Jobs in den Fähigkeiten mündliches Erfassen von Fakten (Fähigkeit, wichtige und relevante Informationen bezüglich eines Problems durch ein Gespräch, eine Befragung oder eine Diskussion aufzudecken), soziale Konformität (Fähigkeit, festgehaltene oder implizite Regeln und Abmachungen sozialen Verhaltens einzuhalten), Beharrlichkeit (Fähigkeit, ein optimales Niveau an Anstrengung aufrechtzuerhalten, bis Arbeitsaufgaben erfolgreich erledigt wurden) und Vermeiden vorschneller Entscheidungen (Fähigkeit, sich bei Entscheidungen zurückzuhalten, bis man alle wichtigen Fakten gesammelt und beurteilt hat) auf. In den Fähigkeiten Selbstbeherrschung (Fähigkeit, in schwierigen oder stressreichen Situationen, ruhig und besonnen zu bleiben) und Zuverlässigkeit (Fähigkeit, anderen gegenüber zuverlässig und verantwortungsvoll zu sein) werden gar sehr hohe Ausprägungen (über 6) verlangt. Im Bereich der kognitiven Fähigkeiten werden die Fähigkeiten mündliches Verständnis (Fähigkeit, gesprochene Worte und Sätze aufzunehmen und diese zu verstehen), mündlicher Ausdruck (Fähigkeit, beim Sprechen Worte und Sätze so zu verwenden, dass andere sie verstehen), schriftliches Verständnis (Fähigkeit, geschriebene Sätze und Absätze zu lesen und zu verstehen), sowie selektive Aufmerksamkeit (Fähigkeit, sich auf eine Aufgabe zu konzentrieren, ohne sich ablenken zu lassen), Mehrfacharbeit (Fähigkeit, zwischen zwei oder mehr Informationsquellen oder Aktivitäten hin und her zu wechseln), Ordnen von Informationen (Fähigkeit, einer Regel oder einem Regelwerk korrekt zu folgen, um Dinge oder Aktivitäten in einer bestimmten Reihenfolge zu ordnen) und Problemwahrnehmung (Fähigkeit festzustellen, wenn etwas tatsächlich oder wahrscheinlich falsch läuft) mit hohen Ausprägungen verlangt.

Im Bereich der psychomotorischen/physischen und sensorischen Fähigkeiten werden keine Fähigkeiten mit hohen Ausprägungen verlangt.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Jobs im Kontrollraum, insbesondere im Bereich der sozialen und interaktiven und der kognitiven Fähigkeiten hohe Ausprägungen verlangen. Bei den kognitiven Fähigkeiten sind einerseits kommunikative Fähigkeiten (wie mündliches Verständnis, mündlicher Ausdruck und schriftliches Verständnis) aber auch Fähigkeiten, die zur Wahrnehmung von Störfällen benötigt werden (wie selektive Aufmerksamkeit, Mehrfacharbeit und Problemwahrnehmung) in hohen Ausprägungen gefordert. Die sozialen und interaktiven Fähigkeiten werden zum Teil in noch höheren Ausprägungen verlangt als die kognitiven

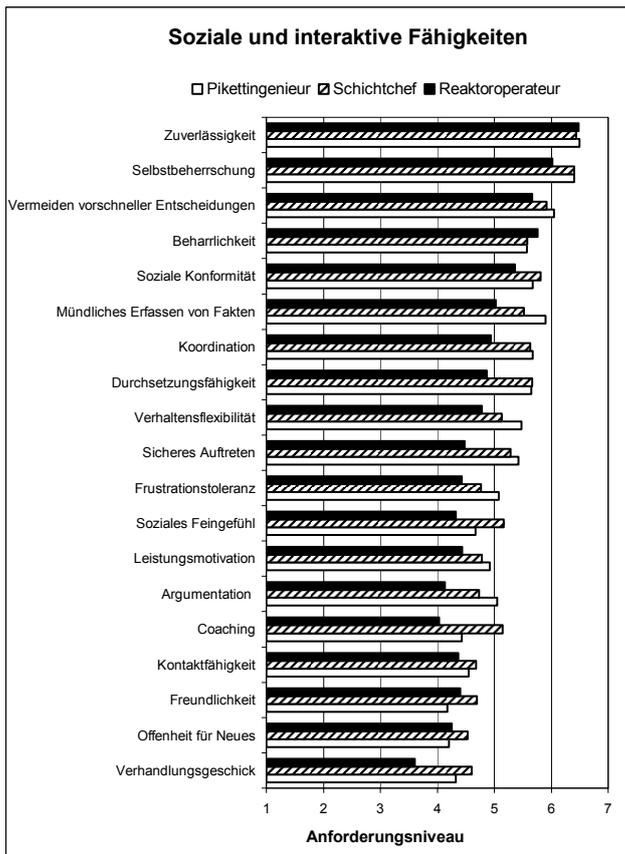


Abbildung 2: Soziale und interaktive Fähigkeiten nach den durchschnittlichen Werten der drei Jobs geordnet.

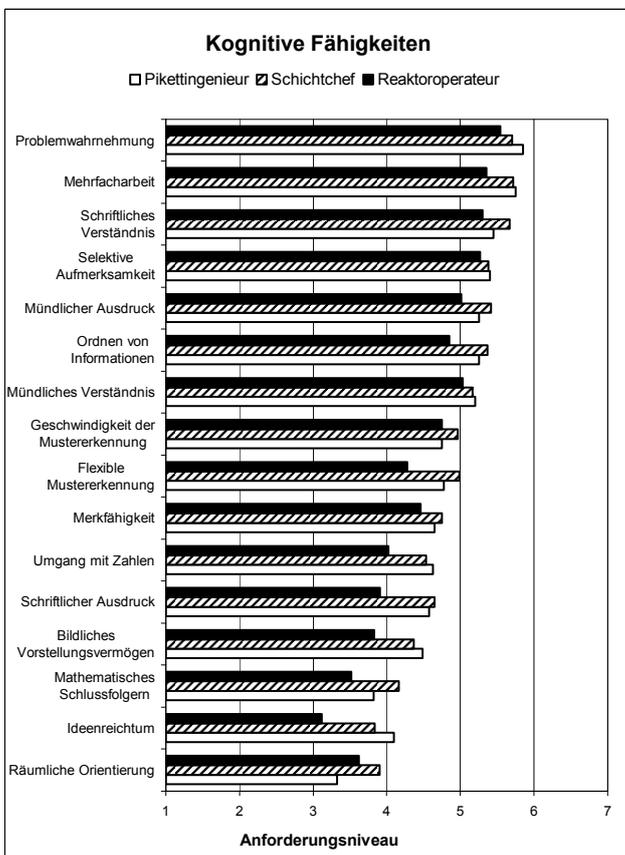


Abbildung 3: Kognitive Fähigkeiten nach den durchschnittlichen Werten der drei Jobs geordnet.

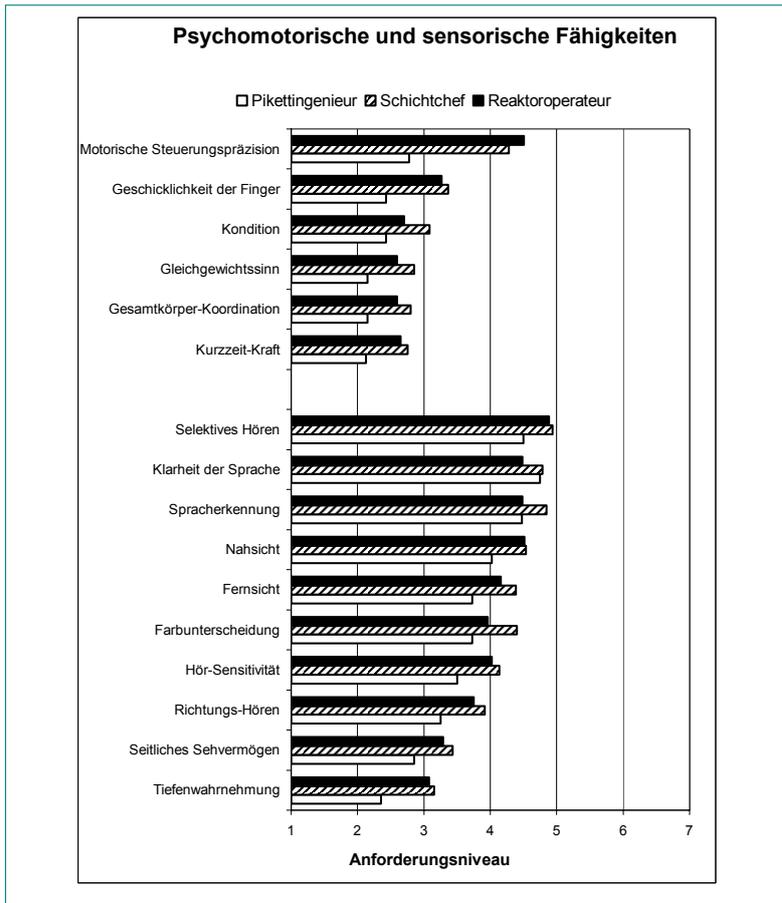


Abbildung 4: Psychomotorische/physische und sensorische Fähigkeiten nach den durchschnittlichen Werten der drei Jobs geordnet.

Fähigkeiten. Hier sind insbesondere Selbstbeherrschung und Zuverlässigkeit zu nennen. Dies zeigt die zentrale Rolle dieser Fähigkeiten für die Jobs im Kontrollraum. Nur durchschnittliche oder geringe Ausprägungen brauchen sie im Bereich der psychomotorischen/physischen und sensorischen Fähigkeiten. Das bedeutet, dass in diesen Bereichen durchschnittliche Fähigkeiten völlig ausreichen.

Unterschiede zwischen den drei Jobs

Uns hat ebenfalls interessiert, ob und inwiefern sich die drei Jobs in den Ausprägungen der Fähigkeiten unterscheiden. Bereits aus den Abbildungen 2, 3 und 4 wird ersichtlich, dass es solche Unterschiede zwischen den drei Jobs gibt, dass diese aber eher gering ausfallen. Dies insbesondere, wenn man berücksichtigt, dass die einzelnen Fähigkeiten auf einer 7-stufigen Skala beurteilt wurden und es den Befragten nur möglich war, ihre Urteile in ganzen Werten abzugeben.

Um zu sehen, ob sich die drei Jobs auch statistisch voneinander unterscheiden, rechneten wir drei multivariate, einfaktorische Varianzanalysen (MANOVAs). Die 51 abhängigen Variablen teilten wir in die drei Gruppen kognitive, psychomotorische/physische/sensorische

und soziale/interaktive Fähigkeiten auf. Für jede Gruppe berechneten wir eine eigene MANOVA. Zusätzlich berechneten wir T-Tests und ANOVAs.

Wie aus den Tabellen 2 und 3 ersichtlich wird, gibt es sowohl im Bereich der kognitiven wie auch im Bereich der interaktiven und sozialen Fähigkeiten eine ganze Reihe von relevanten Fähigkeiten, die sich in den drei Jobs signifikant unterscheiden. Wie die berechneten T-Tests zeigen, resultieren die Unterschiede zwischen den drei Jobs insbesondere daraus, dass der Job als Reaktoroperateur geringere Anforderungen stellt als einer oder beide anderen Jobs.

Eine Ausnahme zeigt sich im Bereich der sensorischen Fähigkeiten (Tabelle 4). Hier wird die Fähigkeit Nahsicht vom Reaktoroperateur in einer signifikant höheren Ausprägung benötigt als vom Picketingenieur.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass sich die drei Jobs signifikant voneinander unterscheiden. Die relativen Unterschiede sind jedoch eher gering und für die Praxis daher von untergeordneter Bedeutung. Wichtig ist zu sehen, dass insbesondere der Job als Reaktoroperateur im Bereich der kognitiven sowie sozialen und interaktiven Fähigkeiten eine geringere Ausprägung benötigt als die anderen beiden Jobs.

	Reaktoroperateur (87)		Schichtchef (60)		Piketzingenieur (40)		F(2,175)	Sig.
	M	SD	M	SD	M	SD		
Zuverlässigkeit	6.48	0.74	6.43	0.59	6.50	0.67	0.25	0.77
Selbstbeherrschung	6.02 _{ab}	0.87	6.40 _a	0.64	6.40 _b	0.70	5.18**	0.00
Vermeiden vorschneller Entscheidungen	5.67 _a	0.83	5.92 _b	0.74	6.05 _a	0.63	4.22*	0.01
Beharrlichkeit	5.76	0.86	5.58	0.92	5.58	1.03	0.40	0.67
Soziale Konformität	5.37	1.26	5.82	1.08	5.67	1.11	2.16	0.11
Mündliches Erfassen von Fakten	5.02 _{ab}	1.06	5.52 _a	0.89	5.90 _b	0.70	11.84***	0.00
Koordination	4.94 _{ab}	1.11	5.63 _a	0.75	5.68 _b	0.73	11.38***	0.00
Durchsetzungsfähigkeit	4.87 _{ab}	0.91	5.67 _a	0.68	5.65 _b	0.80	20.17***	0.00
Verhaltensflexibilität	4.78 _a	0.97	5.13 _b	0.98	5.48 _a	0.84	6.73**	0.00
Sicheres Auftreten	4.48 _{ab}	1.04	5.28 _a	0.64	5.43 _b	0.78	22.72***	0.00
Frustrationstoleranz	4.43 _a	1.04	4.77 _b	0.98	5.07 _a	1.14	5.38**	0.00
Soziales Feingefühl	4.32 _a	1.10	5.17 _a	0.69	4.68 _b	0.82	13.22***	0.00
Leistungsmotivation	4.44 _a	0.89	4.78 _b	0.69	4.92 _a	0.94	6.35**	0.00
Argumentation	4.14 _{ab}	1.13	4.73 _a	0.91	5.05 _b	1.10	12.85***	0.00
Coaching	4.37	1.17	4.68	1.03	4.55	1.06	0.60	0.54
Kontaktfähigkeit	4.03 _a	1.16	5.15 _{ab}	0.86	4.42 _b	1.21	17.26***	0.00
Freundlichkeit	4.40	1.03	4.70	1.10	4.18	0.98	2.01	0.13
Offenheit für Neues	4.25	1.09	4.53	1.06	4.20	1.11	1.31	0.27

Tabelle 2: Soziale und interpersonale Fähigkeiten: Mittelwerte und Standardabweichungen der Fähigkeitsanforderungen sowie univariate Varianzanalysen für die einzelnen Fähigkeitsanforderungen.

Anmerkungen

Mittelwerte in derselben Reihe, die dieselben tiefgestellten Zahlen beinhalten, unterscheiden sich signifikant voneinander. Die Tabelle beinhaltet nur soziale und interaktive Fähigkeiten, die für alle drei Jobs relevant sind. Dies bedeutet für alle drei Jobs Fähigkeitsausprägungen grösser gleich vier aufweisen.

*p < .05 **p < .01 ***p < .001

	Reaktoroperateur (87)		Schichtchef (60)		Piketzingenieur (40)		F(2,175)	Sig.
	M	SD	M	SD	M	SD		
Problemwahrnehmung	5.54	0.93	5.70	0.86	5.45	0.86	1.39	0.25
Mehrfacharbeit	5.35 _{ab}	0.86	5.71 _a	0.86	5.45 _b	0.74	6.87***	0.00
Schriftliches Verständnis	5.29 _a	0.85	5.66 _a	0.60	5.45 _b	0.90	3.13*	0.04
Selektive Aufmerksamkeit	5.26	0.94	5.38	0.84	5.45	1.03	0.26	0.76
Mündlicher Ausdruck	5.01 _a	0.75	5.41 _a	0.78	5.45 _b	0.86	3.92*	0.02
Ordnen von Informationen	4.85 _{ab}	0.81	5.36 _a	0.78	5.45 _b	0.98	8.80***	0.00
Mündliches Verständnis	5.03	0.81	5.16	0.74	5.20	0.79	0.64	0.52
Geschwindigkeit der Mustererkennung	4.74	0.99	4.96	1.04	5.45	1.12	1.06	0.34
Flexible Mustererkennung	4.27 _{ab}	1.18	4.98 _a	0.98	5.45 _b	1.22	8.39***	0.00
Merkfähigkeit	4.45	1.02	4.75	0.91	5.45	0.80	1.69	0.18
Umgang mit Zahlen	4.02 _{ab}	1.07	4.53 _a	0.89	5.45 _b	1.05	6.02**	0.00

Tabelle 3: Kognitive Fähigkeiten: Mittelwerte und Standardabweichungen der Fähigkeitsanforderungen sowie univariate Varianzanalysen für die einzelnen Fähigkeitsanforderungen.

Anmerkungen

Mittelwerte in derselben Reihe, die dieselben tiefgestellten Zahlen beinhalten, unterscheiden sich signifikant voneinander. Die Tabelle beinhaltet nur kognitive Fähigkeiten, die für alle drei Jobs relevant sind. Dies bedeutet für alle drei Jobs Fähigkeitsausprägungen grösser gleich vier aufweisen.

*p < .05 **p < .01 ***p < .001

	Reaktoroperateur (87)		Schichtchef (60)		Pikettingenieur (40)		F (2,175)	Sig.
	M	SD	M	SD	M	SD		
Selektives Hören	4.89	0.87	4.93	0.92	4.50	1.06	2.07	0.13
Klarheit der Sprache	4.48	0.89	4.78	0.80	4.75	0.81	2.91	0.06
Spracherkennung	4.48	1.10	4.85	0.92	4.48	1.15	2.42	0.09
Nahsicht	4.52 _a	.95	4.53 _b	.87	4.03 _a	0.95	3.62*	0.03

Tabella 4: Sensorische Fähigkeiten: Mittelwerte und Standardabweichungen der Fähigkeitsanforderungen sowie univariate Varianzanalysen für die einzelnen Fähigkeitsanforderungen.

Anmerkungen

Mittelwerte in derselben Reihe, die dieselben tiefgestellten Zahlen beinhalten, unterscheiden sich signifikant voneinander. Die Tabelle beinhaltet nur psychomotorische/physische und sensorische Fähigkeiten, die für alle drei Jobs relevant sind. Dies bedeutet für alle drei Jobs Fähigkeitsausprägungen grösser gleich vier aufweisen. Keine der psychomotorischen/physischen Fähigkeiten erfüllt dieses Kriterium.

*p < .05 **p < .01 ***p < .001

Ergänzende Fragen zum F-JAS

Wie oben bereits beschrieben, erhoben wir neben dem Anforderungsprofil auch noch ergänzende Fragen zum F-JAS.

Verständlichkeit

Die Frage nach der empfundenen Verständlichkeit des Fragebogens beantworteten 95 % der Befragten als zufriedenstellend; rund 55 % empfanden den Fragebogen als «eher gut», 40 % als «sehr gut verständlich». Die restlichen 5 % bewerteten die Verständlichkeit des Fragebogens als neutral.

Fragebogenlänge

Die Fragebogenlänge bewerteten rund 90 % der Befragten als «angemessen», die restlichen 10 % empfanden ihn als «eher zu lange». Keiner der Befragten empfand den Fragebogen als «viel zu lange».

Vollständigkeit

Rund 75 % der Befragten waren der Meinung, dass die im F-JAS aufgeführten Fähigkeiten die für ihre Funktion erforderlichen Tätigkeiten in eher starkem Masse abzudecken vermögen. 10 % waren sogar der Ansicht, dass die erhobenen Fähigkeiten die erforderlichen Tätigkeiten «sehr stark» abdecken. Somit sind rund 85 % der Befragten mit der Vollständigkeit der im F-JAS aufgeführten Fähigkeiten bezüglich der Abdeckung ihrer Jobs zufrieden. Lediglich zwei der befragten Personen (1.1 %) gaben an, die erhobenen Fähigkeiten deckten die in ihrem Job benötigten Fähigkeiten «eher nicht» umfassend ab.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Befragten mit dem Fragebogen sehr gut zurecht kommen. Er erscheint ihnen weder zu lang noch zu komplex oder zu schwierig. Auch sind sie mit den erfassten Fähigkeiten zufrieden und halten sie für relativ umfassend.

Diese Befragungsdaten decken sich sehr gut mit den von uns gemachten Erfahrungen an der Befragung selbst. Die Befragten füllten den Fragebogen sehr konzentriert und zuverlässig aus. Die gestellten Fragen waren meist sehr spezifisch und oft als Optimierungsvorschläge für den Fragebogen gedacht. Bei persönlichen Gesprächen mit den Befragten wurde jedoch ersichtlich, dass insbesondere im Bereich der verwendeten Begriffe noch Optimierungspotenzial besteht. Besonders wichtig ist die klare Trennung zwischen wissenschaftlichem und Alltagsgebrauch von Begriffen. Auch im Zusammenhang mit den verwendeten Ankern ist noch Optimierungspotenzial vorhanden. Es wurde bemängelt, dass die Anker für unsern Kulturkreis nicht angemessen sind oder nicht klar verständlich.

Fazit

Ziel der diesjährigen Arbeit war es, die an den Werken erhobenen Befragungsdaten auszuwerten, damit erste Anforderungsprofile zu erstellen, sowie auf der Basis der Daten Grundlagen zur Modifikation des Verfahrens zu schaffen.

Wie oben beschrieben, wurden erste Anforderungsprofile bereits erstellt. Die Profile zeigen auf, dass die Jobs im Kontrollraum, im Bereich der sozialen und interaktiven sowie der kognitiven Fähigkeiten hohe Ausprä-

gungen verlangen. Die psychomotorischen/physischen und sensorischen Fähigkeiten hingegen werden nur in durchschnittlichen oder geringen Ausprägungen benötigt, in diesen Bereichen sind durchschnittliche Fähigkeiten also völlig ausreichend. Tabelle 5 gibt einen Überblick über all jene Fähigkeiten, die in mindestens einem Job in einer hohen oder sehr hohen Ausprägung verlangt werden.

Ein Vergleich der drei Profile zeigte, dass sich die drei Jobs signifikant unterscheiden. Insbesondere der Reaktoroperateur benötigt im Bereich der kognitiven sowie sozialen und interaktiven Fähigkeiten eine geringere Ausprägung als der Schichtchef und der Pikettingenieur. Besonders spannend ist in diesem Zusammenhang, dass es zwar einen klaren quantitativen Unterschied zwischen dem Job als Schichtchef und dem hierarchisch

tiefer gestellten Job als Reaktoroperateur im Bereich der Anforderungen gibt, nicht aber zwischen dem Job als Pikettingenieur und jenem als Schichtchef. Der Schichtchef benötigt ähnlich hohe, zum Teil noch höhere Anforderungen als der Pikettingenieur. Dabei ist jedoch zu berücksichtigen, dass die Profile sich ausschliesslich auf die Tätigkeiten im Kontrollraum beziehen und nicht auf die diversen individuellen Aufgaben, die beispielsweise die Pikettingenieure noch zusätzlich zu erledigen haben.

Ein weiterer wichtiger Grund für die Befragung war die Suche nach möglichen Schwächen des Verfahrens. Die erhaltenen Befragungsdaten stellten dem Verfahren ein gutes Zeugnis aus. Der F-JAS wurde als angemessen in der Länge, Komplexität und Schwierigkeit eingeschätzt. Auch waren die Befragten mit der Vollständigkeit der

	Reaktoroperateur (87)	Schichtchef (60)	Pikettingenieur (40)
	M	M	M
Zuverlässigkeit (S/I)	6.5	6.4	6.5
Selbstbeherrschung (S/I)	6.0	6.4	6.4
Vermeiden vorschneller Entscheidungen (S/I)	5.7	5.9	6.1
Mündliches Erfassen von Fakten (S/I)	5.0	5.5	5.9
Problemwahrnehmung (K)	5.5	5.7	5.9
Soziale Konformität (S/I)	5.4	5.8	5.7
Beharrlichkeit (S/I)	5.8	5.6	5.6
Mehrfacharbeit (K)	5.4	5.7	5.8
Koordination (S/I)	4.9	5.6	5.7
Schriftliches Verständnis (K)	5.3	5.7	5.5
Durchsetzungsfähigkeit (S/I)	4.9	5.7	5.7
Verhaltensflexibilität (S/I)	4.8	5.1	5.5
Sicheres Auftreten (S/I)	4.5	5.3	5.4
Mündlicher Ausdruck (K)	5.0	5.4	5.3
Selektive Aufmerksamkeit (K)	5.3	5.4	5.4
Ordnen von Informationen (K)	4.9	5.4	5.3
Mündliches Verständnis (K)	5.0	5.2	5.2
Soziales Feingefühl (S/I)	4.3	5.2	4.7
Coaching (S/I)	4.0	5.2	4.4
Frustrationstoleranz (S/I)	4.4	4.8	5.1
Argumentation (S/I)	4.1	4.7	5.1
Flexible Mustererkennung (K)	4.3	5.0	4.8
Geschwindigkeit der Mustererkennung (K)	4.7	5.0	4.8

Tabelle 5: Fähigkeiten mit hohen oder sehr hohen Ausprägungen

Anmerkungen

Die Tabelle enthält all jene Fähigkeiten, die in mindestens einem der drei Jobs eine Ausprägung höher oder gleich 5 aufweisen. Die Fähigkeiten sind nach der jeweils höchsten Ausprägung der drei Jobs geordnet
S/I = soziale und interaktive Fähigkeiten; K = kognitive Fähigkeiten

erhobenen Fähigkeiten zufrieden. Bei persönlichen Gesprächen mit Befragten wurde jedoch ersichtlich, dass insbesondere im Bereich der verwendeten Begriffe noch Verbesserungsbedarf besteht. Eine weitere Schwachstelle sind die verwendeten Ankerbeispiele. Diese sind zum Teil unpassend, veraltet oder unverständlich. Auch hier sind daher noch Modifikationen vonnöten.

Internationale Zusammenarbeit

Im Zusammenhang mit der Validierung des Verfahrens haben wir eine Zusammenarbeit mit Prof. Dietrich Manzey der TU Berlin.

Bewertung 2007 und Ausblick 2008

Ziel des gesamten Projektes ist es, ein für die Werke angemessenes Anforderungsanalyseverfahren zu entwickeln sowie aktuelle Anforderungsprofile zu erstellen. Teilziel bis Ende 2007 war es, eine erste Version des Anforderungsanalyseverfahrens in den Werken anzuwenden sowie erste Anforderungsprofile zu erstellen.

Die festgelegten Ziele haben wir weitestgehend erreicht. Die erste Befragung an den Werken ist abgeschlossen und die erhobenen Daten sind, wie oben bereits beschrieben, ausgewertet und analysiert.

Die durchgeführte Befragung konnte zeigen, dass wir mit dem von uns gewählten Verfahren auf dem richtigen Weg sind. Das Verfahren wurde von den Befragten gut akzeptiert und ist von der Länge, der Komplexität und der Schwierigkeit her der Zielgruppe angemessen. Verbesserungsbedarf gibt es unter anderem noch im Zusammenhang mit der Übersetzung des Verfahrens. Insbesondere im Bereich der verwendeten Begriffe, aber auch im Zusammenhang mit kulturellen Unterschieden zwischen dem angloamerikanischen und dem deutschen Sprachraum, müssen noch Modifikationen vorgenommen werden.

Auch stehen noch Befunde aus weiteren nicht an den Werken durchgeführten Befragungen aus, die auf weitere mögliche Schwachstellen des Verfahrens eingehen, wie Befragungsform (holistisch vs. dekomponiert) und Itemform (Komplexität der Items).

Die erhaltenen Anforderungsprofile zeigen, dass das Verfahren zwischen den drei erhobenen Jobs differenzieren kann. Die Unterschiede sind aber zum Teil relativ gering und daher für die Praxis von geringerer Bedeutung. Auf der Basis von Gesprächen mit den Jobinhabern und Experten wurde ersichtlich, dass es nötig ist, neben einem jobübergreifenden Profil auch spezifische, auf die Werkzustände fokussierte Profile (Normalbetrieb, Störfall, Revision) zu erstellen. Wir werden diese Lücke bei einer nächsten Erhebung an den Werken schliessen. In einem nächsten Schritt, bis Mai 2009, werden wir die noch ausstehenden Auswertungen der bereits durchgeführten aber noch nicht ausgewerteten Zusatzerhebungen vornehmen. Basierend auf diesen Befunden und den oben beschriebenen Ergebnissen werden wir eine endgültige deutschsprachige Version des F-JAS erstellen. Diese Version werden wir an verschiedenen Stichproben validieren. Wir werden zusätzlich eine zweite grosse Erhebung an den Werken durchführen, um die abschliessenden Profile zu erstellen. Bei dieser neuen Erhebung werden wir die verschiedenen Werkzustände mitberücksichtigen.

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.

OECD Halden Reactor Project

Author and Co-Author	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 2007, 14 experimental assemblies were irradiated in the Halden reactor under the joint programme of the OECD Halden Reactor Project, more than half 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 preir-

radiated VVER fuel rod. Materials testing providing data on stress corrosion cracking of reactor materials for plant lifetime assessments was carried out. Two important new experiments on cladding creep and cladding corrosion were started. Several other experiments were discussed within the Halden Programme Group for implementation in 2008. These comprise investigations on fuel creep and a continuation of the ultra-high burnup investigations related to rim structure fuel.

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 2007, experiments were carried out to this end 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 2007 [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 Area

During 2007, 14 experimental assemblies were irradiated in the Halden reactor as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project. The experiments were performed during two operating cycles of

the Halden reactor from mid January until late April and from July to September and comprised studies of UO₂ fuel, MOX fuel, additive and gadolinia doped fuel as well as incore materials with various fluence levels. Many of the experiments are carried out using preirradiated 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 fuel rods investigated were commercial fuel irradiated in power reactors before being reinstrumented at Institute of energy technology's hot lab and then irradiated in the Halden Reactor.

Two tests with highly instrumented fuel rods containing gadolinia bearing fuel and fuels with additives continued irradiation, while a test with similar design and objectives using VVER fuel was loaded. The instrumentation in these experiments (fuel centre thermocouples, pressure transducers, fuel stack elongation detectors) is working well despite considerable loads because of powers exceeding 40 kW/m. The experiments 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 experiment with Gd-bearing fuel has revealed a deviating development of fuel densification compared to standard UO₂ fuel and has now reached a burnup where fission gas release can be observed. The experiment on performance of additive fuel has produced somewhat unexpected results regarding fission gas retention capabilities of additive fuel and, on request of the Halden Programme Group, was therefore unloaded in the Nov.–Dec. outage of the Halden reactor for PIE and confirmation of the in-pile measurements.

In the experimental series addressing fuel performance at rod overpressure conditions, a test was continued with high burnup fuel from the Leibstadt NPP after the successful repair of the thermocouple. The test will continue in 2008 for one more operation cycle in order to firmly establish the temperature responses to different level of overpressure.

The behaviour of fuel rods under loss-of-coolant conditions was investigated with runs number 6 in the LOCA test series. Run #6 with a pre-irradiated VVER fuel rod of about 60 MWd/kgU was subjected to a LOCA sequence in a specially designed loop system and reached a peak cladding temperature of about 1100 °C as anticipated. Slight ballooning and fuel relocation occurred as detect-

ed by the subsequent gamma-scanning of the rod. In parallel to in-core LOCA testing, PIE of the fuel segments of run 5 was carried out. Ballooning was small in this case, but neutron radiography showed a remarkable difference of fuel cracking between the part where ballooning occurred and the part where tight contact was maintained between fuel and cladding. Test #7 using BWR fuel from the Leibstadt NPP is being prepared for execution in March 2008. The Paul Scherrer Institute has evaluated the required fill gas pressure to reach an optimum of ballooning for the peak clad temperature of 1130 °C to be reached. The data from the LOCA tests in the Halden reactor are very important for a better understanding of the phenomena taking place during a LOCA and for validation of codes used in safety analyses.

Two new experiments related to the creep and corrosion properties of modern LWR cladding alloys were started in July 2008. Both will continue for 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. 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 PWR conditions are investigated with specimens instrumented for continuous crack growth measurement. The experiment completed irradiation in October 2006, and the specimens have undergone PIE for verification of the crack growth measured in-core. A new experiment investigating irradiation assisted stress corrosion cracking in the mid range of neutron fluence was loaded in the in the autumn shut-down of the Halden reactor. The materials are being exposed to BWR water chemistry and thermal-hydraulic conditions.

In another test series, the time to failure for materials under high stress and exposed to in-core conditions is being investigated. The experimental set-up makes it possible to vary the load and to determine when the specimen fails. This long-term experiment has lasted for about 18000 full power hours in the Halden reactor, and up to now five out of thirty specimens have failed.

MTO Research at the Halden Project

The Halden Project has operated the so-called 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. A VR Laboratory was established in 1996. VR 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 issues, 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 2007 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. Two versions of an SGTR scenario were chosen for the first pilot predictions.

A number of HRA method teams from Halden member organisations have joined the project and they have all 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. An HSI strategy for 2007–2012 was completed and reported in HWR-866. This report was presented at the EHPG meeting at Storefjell in March 2007.

A paper called «*User experiences from advanced human system interface designs in HAMMLAB*» was prepared and presented at the EHPG meeting at Storefjell in March 2007. The paper highlighted advantages and disadvantages of most HSI concepts addressed in Halden the last 5–6 years. It also summarized general 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 decomposition 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.

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.

A study in 2007 was exploring the concept of using collaborative virtual environments for team safety training, where the focus has been on the feasibility of using desktop-based (standard office PC) virtual reality technologies to improve risk awareness of maintenance crews. The study uses software that simulates a maintenance activity (the maintenance of an ion exchanger in the fuel bunker building of the Halden Reactor) with multiple participants playing roles in the simulated maintenance operation. The data collected from the study is being analysed to understand the usefulness of the simulation for increasing risk awareness and risk understanding, the subjects' understanding of causes and consequences, and how the collaborative virtual reality system helps or prevent the social learning process.

A second study is looking at the usability of alternative methods of radiation visualisation, as could be applied in software to support the planning of outage or decommissioning activities, and will influence work in 2008 looking at the use of 3D technologies for planning outage work. Focusing more on planning activities in and around nuclear facilities in general, studies have also been done on techniques and methods to support the briefing of field operators and emergency crews about plant layout, hazards, and risks. This includes work on the management of very large (too large to fit in a single computer's memory) datasets for radiation and dose estimation, and the display of the wider geographic around nuclear facilities. Also related to the studies focusing on field operator needs, is a project started in 2006, where MTO staff are currently assisting field operators at the Halden Reactor in trials of the use of handheld computers to support maintenance, where maintenance engineers are provided with access to data that would otherwise only be available to staff in the control room using small handheld (worn/carried) computers. This work is being done using the HRP ProcSee system that is the foundation of the HAMMLAB software infrastructure.

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 Olkiluoto, Finland, October 3–4, 2007. 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. 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 new method has been developed for Intelligent Transient Normalization (ITN) to enhance the robustness of diagnostic systems such as Aladdin to cope with different operational states. The LIRA technology for condition monitoring of electrical cables has been successfully tested on representative cables used in nuclear power plants. LIRA has been commercialized through the company Wirescan.

Software System Dependability

An approach for dependable requirement engineering was proposed. The work focused on evaluating the feasibility of providing traceability between requirements and risk assessment results. The research is demonstrated through working on an example of a software system for a Power Range Monitoring System (PRM). By applying static code-based analysis it has been demonstrated how to identify potential error propagation mechanisms. The research is demonstrated on C code on the Linux OS. Work has progressed on an approach for analysing dependencies between software components, including the development of a prototype simulator that mimics the failure behaviour and calculates the system reliability. The work on the assessment of the safety of computer based control systems, including tools and checklists, was finalized (The «VeNuS» project, a cooperation between GRS, TÜV and Halden).

National Cooperation

In order to make the results from the experiments in HAMMLAB more useful for HRA practitioners, the Hal-

den Project has established close contact with HRA specialists in the member organisations in the planning of activities in HAMMLAB. In Switzerland close contact is established with PSI and HSK in these matters. Dr. Vinh Dang, PSI, is also heading a task force within the NEA work group, WGRISK, on HRA information exchange where also the Halden Project is participating, and this further enhances the cooperation with PSI in this area. The Fuels & Materials programme has made good use of LOCA calculations performed by PSI; in 2007 in particular regarding the specification of the conditions of the LOCA test to be 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 2007 and Perspectives for 2008

The activities in 2007 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. An international summer school on «Design and Evaluation of Human System Interfaces» was organised in August 2007. The experiments in the Halden reactor have provided valuable data on the behaviour of reactor fuel and ma-

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. 2007 is the second year of the current 3-year period 2006–2008. The research activities at the Project will thus continue in 2008 in accordance with the 2006–2008 frame programme [1] and the annual programme for 2008 as approved by the Halden Programme Group [5]. The Project has prepared a new research proposal for a continued international programme in the period 2009–2011 [6] and will in 2008 negotiate a continuation of the Halden Project

with the current participants. 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 2006–2008*, HP-1165
- [2] *Halden Reactor Project Programme Proposal 2007*, HP-1217
- [3] *Status Report January – June 2007*, HP-1234
- [4] *Status Report July – December 2007*, HP-1243 (to be issued in 2008)
- [5] *Halden Reactor Project Programme Proposal 2008*, HP-1237
- [6] *Halden Reactor Project Programme Proposal 2009–2011*, HP-1233

Anhang B: Mitgliedschaften der HSK in internationalen Gremien

Gremium/Arbeitsgruppe

Fachgebiet

IAEA

CSS	Committee on Safety Standards	Allgemein
RASSC	Radiation Safety Standards Committee	Strahlenschutz
TRANSSC	Transport Safety Standards Committee	Transport und Entsorgung
TRANSSC-WG1	Transport Regulations	Transport und Entsorgung
TRANSSC-RTSG	Radioactive Transport Study Group	Transport und Entsorgung
WASSC	Waste Safety Standards Committee	Transport und Entsorgung
NUSSC	Nuclear Safety Standards Committee	Reaktorsicherheit
NPES	Nuclear Power Engineering Section	Allgemein
NPES-TWG-LM-NPP	Life Management	Reaktorsicherheit
NPES-TWG-NPPCI	Nuclear Power Plant Control & Instrumentation	Reaktorsicherheit
NPES-TWG-T&Q	Training & Qualification of NPP Personnel	MOS
IRS	Incident Reporting System	Allgemein
INES	International Nuclear Event Scale	Allgemein
PRIS	Power Reactor Information System	Allgemein
INIS	International Nuclear Information System	Allgemein

OECD-NEA

CNRA	Committee on Nuclear Regulatory Activities	Allgemein
CNRA-WGIP	Working Group on Inspection Practices	Reaktorsicherheit
CNRA-WGPC	Working Group on Public Communication	Allgemein
CNRA-WGOE	Working Group on Operating Experience	Allgemein
CNRA-WGRNR	Working Group on the Regulation of New Reactors	Reaktorsicherheit
CRPPH	Committee on Radiation Protection & Public Health	Strahlenschutz
CRPPH-ISOE	Information System on Occupational Exposure	Strahlenschutz
CRPPH-WPNEM	Working Party on Nuclear Emergency Matters	Strahlenschutz
CRPPH-EGIR	EG on the Implications of ICRP Recommendations	Strahlenschutz
RWMC	Radioactive Waste Management Committee	Transport und Entsorgung
RWMC-FSC	Forum on Stakeholder Confidence	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC	Integration Group for the Safety Case	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC / Clay Club	Clay Club	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC / TDB	Thermodynamic Database Project	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC / AMIGO	Integration of Geological information	Transport und Entsorgung
CSNI	Committee on Safety of Nuclear Installations	Reaktorsicherheit
CSNI-WGFS	Working Group on Fuel Safety	Reaktorsicherheit
CSNI-GAMA	WG on Analysis & Management of Accidents	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE	WG on Integrity of Components and Structure	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE / SG Metals	Integrity of Metal Components and Structure	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE / SG Seismic	Seismic Behaviour	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE / SG Ageing	Concrete Structure Ageing	Reaktorsicherheit
CSNI-WGRISK	Working Group on Risk Assessment	Reaktorsicherheit

Gremium/Arbeitsgruppe

Fachgebiet

OECD-NEA

CSNI-WGHOF	Working Group on Human & Organisational Factors	MOS
CSNI-ICDE	Common-Cause-Failure Data Exchange	Reaktorsicherheit
CSNI-OPDE	Piping Failure Data Exchange	Reaktorsicherheit
CSNI-Fire	Fire Incident Record Exchange	Reaktorsicherheit
OECD CABRI Waterloop Project	Steering Committee	Reaktorsicherheit
OECD CABRI Waterloop Project	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
OECD Halden Project/MTO	Halden Programme Group, Mensch-Tech.-Organis.	Allgemein
OECD Halden Project/F & M	Halden Programme Group, Fuels & Materials	Reaktorsicherheit
OECD Halden Project/HBM	Halden Board of Management	Allgemein
OECD Halden Project/COMPSIS	COMPSIS Steering Group	Reaktorsicherheit
Generation IV International Forum	Risk and Safety Working Group	Allgemein
OECD NEA Data Bank		Allgemein

Internationale Übereinkommen

CNS	Convention on Nuclear Safety	Allgemein
Joint Convention	Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Transport und Entsorgung
OSPAR	Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic	Strahlenschutz
DSK	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit Kerntechnischer Einrichtungen	Allgemein
CFS	Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection	Allgemein
Österreich – Schweiz	Abkommen mit Österreich über grenzüberschreitende Auswirkungen von Kernkraftwerken	Allgemein

Behördenorganisationen

WENRA	Western European Nuclear Regulators Association	Allgemein
WENRA-WGWD	Working Group on Waste & Decommissioning	Transport und Entsorgung
WENRA-RHWG	Working Group on Reactor Safety Harmonization	Reaktorsicherheit
HLG	European Commission High Level Group on Safety and Waste Management	Transport und Entsorgung
NERS	Regulators of Countries with Small Nucl. Programs	Allgemein

Normenvereine

IEC	International Electro-Technical Commission	Reaktorsicherheit
ADR/RID	Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse	Transport und Entsorgung
DIN Deutsches Institut für Normung	Deutsche Kommission Elektrotechnik Elektronik Information im DIN und VDE (DKE)	Reaktorsicherheit
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers	Reaktorsicherheit

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2007

Publikationen:

Autoren HSK	Publikation
Ahlfänger, R.	Ahlfänger, R., Gefährdung und Vorsorge im Zusammenhang mit fahrlässiger oder mutwilliger Kontamination, 5. Seminar des Arbeitskreises Notfallschutz zum Thema «Vorkehrungen und Massnahmen bei radiologischen Ereignissen», Augsburg, 25.–27. April 2007, ISSN 1013-4506
Bucher, B., Schwarz, G.	Bucher, B., Butterweck, G., Rybach, L.; Schwarz, G., Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM06., PSI-Bericht 07-02, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Schweiz, 2007
Bucher, B., Schwarz, G.	B. Bucher, G. Butterweck, G. Schwarz, L. Rybach, Aeroradiometrische Messungen, Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2006, Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz, 2007
Macku, K.	Macku, K., Jatuff, F.; Murphy, M.; Plaschy, M.; Grimm, P.; Joneja, O.P.; Chawla, R., Radial and Azimuthal U-235 Fission and U-238 Capture Distributions in BWR UO ₂ Pins: CASMO-4 and MCNP4C Versus Activation Foil Measurements, Nuclear Science and Engineering, 155, 96-101, 2007
Rahn, M.	Rahn, M., Selbekk, R., Absolute age dating of the youngest Swiss Molasse sediments by apatite fission tracks, Swiss Journal of Geosciences 100, 371-381, DOI 10.1007/s00015-007-1234-0, 2007
Schmocker, U.	Schmocker, U., Referenzniveaus der WENRA zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken, Tagungsband des 13. Deutschen Atomrechts-Symposium Berlin, 4.–5. Dezember 2007
Schwarz, G., Veyre, J.-C.	Schwarz, G., Veyre J.-C., Einführung von Wissensmanagement an der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Fact Sheet Booklet of the Conference and Awards Ceremony of the European Public Sector Award (EPSA), Diploma Winner, 12–13 November 2007, Lucerne, Switzerland, 2007
Schwarz, G., Veyre, J.-C.	Schwarz, G., Veyre J.-C., Implementing Knowledge Management at the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK), Proceedings of the International Conference On Knowledge Management in Nuclear Facilities, 18–21 June 2007 Vienna, Austria; IAEA-CN-153, 2007
Tipping, Ph., Kalkhof, D.	Ph. Tipping, D. Kalkhof, B. Raj, T. Jayakumar and B.P.C. Rao., Nuclear Power Plant Life Management: Materials and Components, Research, Human Resources, Radwaste and Regulatory Aspects, 2 nd International Symposium on Nuclear power Plant Life Management, 15–18 October 2007, Shanghai, China
Tipping, Ph.	B. Raj, T. Jayakumar, P. Tipping, B.P.C. Rao, A. Kumar, Role of research in materials development, mitigation strategies and non-destructive evaluation for plant life management (PLiM) in the Indian Nuclear Power Programme

Autoren HSK	Publikation
Wanner, H.	Voigt, W., Brendler, V., Marsh, K., Rarey, R., Wanner, H., Gaune-Escard, M., Cloke, P., Vercouter, Th., Bastrakov, E., Hagemann, S., Quality Assurance in Thermodynamic Databases for Performance Assessment Studies in Waste Disposal, Pure Appl. Chem., 79(5) (2007) 883-894
Wanner, H.	Wanner, H., Solubility Data in Radioactive Waste Disposal, Pure Appl. Chem., 79(5) (2007) 875-882
Wanner, H.	Powell, K.J., Brown, P.L., Byrne, R.H., Gajda, T., Hefter, G. Sjöberg, S., Wanner, H., Chemical Speciation of Environmentally Significant Heavy Metals with Inorganic Ligands. Part 2: The Cu ²⁺ -OH ⁻ , Cl ⁻ , CO ₃ ²⁻ , SO ₄ ²⁻ , and PO ₄ ³⁻ Aqueous Systems, IUPAC Technical Report, Pure Appl. Chem., 79(5) (2007) 895-950

Vorträge:

Autoren HSK	Vortrag
Altkind, F.	Altkind, F., Forsmark and its influence on Swiss nuclear safety inspectorate activities / One interesting example based on CMF (Common Mode Failure), International Workshop on defence in depth (DID) aspects in electrical systems of importance for safety, Stockholm, 5.-7. Sept. 2007
Altkind, F.	Altkind, F., Modernisation of NPP, Consideration of CCF aspects, International technical meeting on Common-Causes Failures in Digital Instrumentation and Control Systems of Nuclear Power Plants, Washington, 19-21 June 2007
Altkind, F.	Märzendorfer, M., Altkind, F., Country Report Switzerland 2007, Meeting of the Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG-NPPCI) Vienna, 25-27 May 2007
Bucher, B.	Y. Lörtscher, B. Bucher, Aerogammaspektrometrie: Einsatz in schwierigem Gelände, 5. Seminar des Arbeitskreises Notfallschutz (AKN) im Fachverband für Strahlenschutz (FS), 24.-27. April 2007
Bucher, B.	G. Butterweck, B. Bucher, L. Rybach: Airborne Gamma Spectrometry in Switzerland, 8 th international Symposium on the Natural Radiation Environment (NRE-VIII), 7-12 October 2007, Rio de Janeiro, Brazil
Fritschi, M.	Fritschi, M., Inadvertent Opening of Multiple SRV's During Full Power Operation, Meeting to Exchange Information on Recent Events in Nuclear Power Plants, Paris, 2 to 5 October 2007
Frischknecht, A.	Frischknecht, A., HSK Position on Safety Culture, Workshop on Safety Culture der Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF) der OECD/NEA/CSNI, Chester, UK, 21.-23. Mai 2007

Autoren HSK	Vortrag
Frischknecht, A.	Frischknecht, A., How will we use Safety Culture Information?, Workshop on Safety Culture der Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF) der OECD/NEA/CSNI, Chester, UK, 21.–23. Mai 2007
Piller, G.	Piller, G., Strahlenüberwachung Schweiz, 7. Bilaterales Nuklearexpertentreffen Österreich – Schweiz, Wien, 16. November 2007
Rahn, M.	Rahn, M., Geologische Tiefenlagerung: Anforderungen an die Sicherheit. Kurs «Management radioaktiver Rückstände» des Nuklearforums Schweiz, Zürich, 22./23. November 2007
Scheidegger, R.	Scheidegger, R., Risiken und Strahlenrisiken, Nordostschweizer Kraftwerke, Böttstein, 30. Januar und 8. Februar 2007
Schmocker, U.	Schmocker U., Unintentional opening of the ADS-Valves at the Leibstadt NPP on March 6 th , 2007, CNRA Summer Meeting and NEA Forum on Assuring Nuclear Safety 2007 Paris, 11–13. Juni 2007
Schmocker, U.	Schmocker U., Essential Safety Topics for Assuring Nuclear Safety, CNRA Summer Meeting and NEA Forum on Assuring Nuclear Safety 2007 Paris, 11–13. Juni 2007
Schmocker, U.	Schmocker, U., Präsentation des Pegasos-Projekts, 47. Sitzung der Internationalen Länderkommission Kerntechnik (ILK), Stuttgart, 17. Oktober 2007
Schulz, R.	Schulz, R., Ausblick auf die aufsichtlichen Tätigkeiten der HSK bei einem neuen KKW Projekt in der Schweiz, SGK-Herbst-Seminar «Neue Kernkraftwerke der Generation III: Ausgewählte Beiträge zur Technik, Wirtschaftlichkeit und zum Bewilligungsverfahren», Zürich, 30. Oktober 2007
Theis, S.	Theis, S., Bewirtschaftung bestrahlter Brennelemente in der CH, 5. TÜV-Symposium: Lagerung und Transport radioaktiver Stoffe, Hannover, 10.–11. Juli 2007
Theis, S.	Theis, S., Anforderungen an Abfallgebinde und Konditionierungsverfahren gemäss Richtlinie HSK-B05, Vertiefungskurs Nuklearforum Schweiz 2007 «Management radioaktiver Rückstände», Zürich, 22.–23. November 2007
Treier, A.	Treier, A., Legal Framework to Ensure Transparency, CNRA-Workshop on Transparency of Nuclear Regulatory Activities, Tokio, Japan, 22.–24. Mai 2007
Vigfusson, J.	Vigfusson, J., From Initial Safety Considerations to a Final Safety Case: Forms and Purposes of Safety Analysis during a Disposal Project's Lifetime, NEA-Symposium: «Safety cases for the deep disposal of radioactive waste: where do we stand?», Paris, 23.–25. Januar 2007
Vigfusson, J.	Vigfusson, J., The Regulator's View of the In Situ Radioactive Tracer Tests, ITC School of Underground Waste Storage and Disposal, Meiringen, 24. Oktober 2007
Wanner, H.	Wanner, H., Bedeutung der sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen und Kriterien, Tagung zur nuklearen Entsorgung, swissnuclear-Nagra, Baden, 10. Januar 2007

Autoren HSK	Vortrag
Wanner, H.	Wanner, H., Bedeutung der sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen und Kriterien, Informationsveranstaltung zum «Sachplan Geologische Tiefenlager», Lottstetten, 12. Februar 2007
Wanner, H.	Wanner, H., Sicherheitstechnische Kriterien in der Schweiz, Medienreise Entsorgung Frankreich, Nuklearforum Schweiz, Bar-sur-Aube, 10. Mai 2007
Wanner, H.	Wanner, H., Long-Term Safety, NEA RWMC Forum on Stakeholder Confidence, Paris, 6. Juni 2007
Wanner, H.	Wanner, H., Sachplan Geologische Tiefenlager, Planungsverband Zurzibiet, Zurzach, 13. Juni 2007
Wanner, H.	Wanner, H., Nuclear Waste Management in Europe – and the «Swiss Model», EPP-ED Hearing on the Future of Nuclear Waste Management, Brussels, 3 July 2007

Anhang D: Richtlinien der HSK

(Stand Januar 2008)

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
HSK-B05	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	Feb. 2007
HSK-B11	Notfallübungen	Nov. 2007
R-004/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dez. 1990
R-005/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, mechanische Ausrüstungen	Okt. 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	Okt. 1997
R-013/d	Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie)	Feb. 2002
R-015/d	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken	Dez. 2004
R-016/d	Seismische Anlageninstrumentierung	Feb. 1980
R-017/d	Organisation von Kernkraftwerken	Juni 2002
R-018/d	Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dez. 2000
R-021/d	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle	Nov. 1993
R-021/f	Objectifs de protection pour le stockage final des déchets radioactifs	Nov. 1993
R-023/d	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Jan. 2003
R-025/d	Berichterstattung über den Betrieb der Kernanlagen des Bundes und der Kantone	Mai 2005
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	Okt. 2003

(Fortsetzung)

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
R-032/d	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen	Sept. 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	Jan. 1990
R-040/d	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
R-041/d	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Juli 1997
R-042/d	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage	Feb. 2000
R-046/d	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter, rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
R-047/d	Prüfungen von Strahlenmessgeräten	Okt. 1999
R-048/d	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	Nov. 2001
R-049/d	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen	Dez. 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	Nov. 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)	Dez. 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	Dez. 1986
R-103/d	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	Nov. 1989

Anhang E: Grundlagen der neuen HSK-Richtlinien

(Stand Januar 2008)

Richtlinien der Kategorie G (Generelle Anforderungen)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
HSK-G01	Art. 10 Abs. 2 Anhang 4 KEV	Sicherheitstechnische Klassierung für Leichtwasser-Reaktoren	R-06
HSK-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
HSK-G03	Art. 11 Abs. 3 KEV Art. 7, 8 und 94 StSV Anhang DMK VEOR	Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager	(R-10), R-16, R-21, R-49, R-50
HSK-G04	Art. 12 Abs. 3 KEV Anhang DMK VEOR Art. 94 StSV	Spezifische Auslegungsgrundsätze für Zwischenlager	R-16, R-29, R-49, R-50, R-52, R-102
HSK-G05	Art. 12 Abs. 3 KEV Anhang DMK VEOR Art. 94 StSV	Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung	R-52
HSK-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
HSK-G07	Art. 30 Abs. 5 KEV	Organisation von Kernanlagen	R-17
HSK-G08	Art. 33 Abs. 3 KEV	Anforderungen an die systematischen Sicherheitsbewertungen	(R-59)
HSK-G09	Art. 41 Abs. 5 KEV	Anforderungen an die Betriebsdokumentation	R-04, R-30, R-35, R-50, R-61
HSK-G11	Art. 3 Abs. 2 VBRK Art. 5 KEG Art. 7 Bst. a KEV Art. 10 Abs. 1 Bst. g KEV	Anforderungen an sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen	R-05, R-06, NE-Festlegungen
HSK-G12	Art. 58, 69 und 75 Abs. 2 StSV	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen	R-07
HSK-G13	Neue Messmittel-Verordnung	Strahlenschutzmessmittel: Anforderungen und Prüfungen	R-47
HSK-G14	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
HSK-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
HSK-A01	Art. 94 Abs. 8 StSV	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse	R-100, (R-55)
HSK-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
HSK-A03	Art. 34 Abs. 3 KEV	Anforderungen an die Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	R-48
HSK-A04	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
HSK-A05	Art. 33 Abs. 3 KEV	Umfang und Qualität der PSA	R-58
HSK-A06	Art. 33 Abs. 3 KEV	Anwendungen der PSA im Rahmen der Aufsicht über Kernkraftwerke	(R-59)
HSK-A07	Art. 22, Abs. 2 KEV Art. 18 VEOR Art. 7 StSV	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotential	R-100 (R-55)
HSK-A08	Art. 94 Abs. 8 StSV	Anforderungen an die Berechnung von Quelltermen	

Richtlinien der Kategorie B (Betriebsüberwachung)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
HSK-B01	Art. 35 Abs. 4 KEV	Anforderungen an die Alterungsüberwachung von Kernanlagen	R-51
HSK-B02	Art. 37 Abs. 2 KEV	Anforderungen an die periodische Berichterstattung der Kernanlagen	R-15, R-25
HSK-B03	Art. 38 Abs. 5 KEV Art. 49 KEV Art. 38 Abs. 1 StSV	Anforderungen an die Meldungen der Kernanlagen im Sicherheitsbereich während des Betriebs	R-15, R-18, R-23, R-25, NE-14
HSK-B04	Art. 53 Abs. 3 KEV Art. 72 Abs. 3 StSV	Anforderungen zum Freimessen von Materialien	R-13
HSK-B05 gültig	Art. 54 Abs 6 KEV	Anforderungen an die Konditionierung von radioaktiven Abfällen	R-07
HSK-B06	Art. 4 Abs. 4 VBRK	Anforderungen an die Instandhaltung der sicherheitstechnisch klassierten Behälter und Rohrleitungen	NE-14, R-18
HSK-B07	Art. 4 Abs. 4 VBRK	Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen an sicherheitstechnisch klassierten Komponenten	NE-14 (R-53)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
HSK-B08	Art. 4 Abs. 4 VBRK	Anforderungen an die Wiederholungsprüfungen der sicherheitstechnisch klassierten Behälter und Rohrleitungen	NE-14
HSK-B09	Art. 42 StSV	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals in Kernanlagen	R-12
HSK-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
HSK-B11 gültig	Art. 96 Abs. 6 StSV Art. 18 VEOR	Notfallübungen	R-45
HSK-B12	Art. 10 und 6 AV	Anforderungen an den Notfallschutz in Kernanlagen	R-42
HSK-B13	Art. 18 Abs. 1 StSV	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und Fortbildungen	R-37
HSK-B14	Kein direkter Auftrag, Bezug auf Art. 32 KEV	Anforderungen an die Instandhaltung von elektrischen Ausrüstungen	R-23